

FRANCE

Convention sur la sûreté nucléaire

**Sixième rapport national établi
en vue de la réunion d'examen
de 2014**

Juillet 2013



Liberté • Égalité • Fraternité
RÉPUBLIQUE FRANÇAISE

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	17
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.....	19
B - Résumé	20
3. Résumé.....	20
3.1 Suggestions et défis identifiés lors de la 5 ^{ème} réunion d'examen.....	20
3.2 Les missions internationales de revues par les pairs et l'indépendance du régulateur	20
3.3 Principales évolutions depuis le 5 ^{ème} rapport national de la France	21
3.3.1 Évolution du cadre réglementaire.....	21
3.3.2 La transparence et l'information au public.....	21
3.3.3 Evolutions à la suite des réévaluations de sûreté	22
3.3.4 Évolution de la gestion de crise.....	23
3.3.5 Évolutions à la suite de la mise en œuvre des actions post-Fukushima	23
3.3.6 Les facteurs organisationnels et humains	25
3.4 Perspectives en matière de sûreté pour les trois prochaines années	25
3.4.1 Le contrôle des centrales nucléaires en exploitation	25
3.4.2 Le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi	26
3.4.3 Le contrôle de la construction du réacteur n°3 de Flamanville de type EPR.....	26
C - Dispositions générales	27
4. Article 4 : Mesures d'application	27
5. Article 5 : Présentation des rapports	27
6. Article 6 : Installations nucléaires existantes.....	28
6.1 Les installations nucléaires en France	28
6.1.1 Les réacteurs électronucléaires	28
6.1.1.1 Le parc nucléaire existant	28
6.1.1.2 Le réacteur EPR Flamanville 3.....	29
6.1.2 Les réacteurs de recherche.....	29

Table des matières

6.2	Les événements significatifs principaux survenus ces trois dernières années	31
6.3	La réévaluation de sûreté des installations nucléaires	32
6.3.1	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	33
6.3.1.1	Les réexamens de sûreté	33
6.3.1.2	Modifications mises en œuvre à la suite du retour d'expérience sur l'ensemble des paliers	36
6.3.1.3	Mesures prises à la suite des évaluations complémentaires de sûreté (ECS)	38
6.3.1.4	Mesures prises à la suite de la campagne d'inspection ciblées réalisées dans le cadre du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi	40
6.3.2	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	42
6.3.2.1	Les réacteurs du CEA	42
6.3.2.2	Le réacteur à haut flux (RHF) de l'Institut Laue-Langevin (ILL)	43
6.4	Poursuite d'exploitation des réacteurs.....	43
6.4.1	Les réacteurs électronucléaires	43
6.4.1.1	La justification de la tenue en service des cuves des réacteurs.....	43
6.4.1.2	Poursuite d'exploitation des réacteurs de 900 MWe après 30 ans de fonctionnement	44
6.4.1.3	Poursuite d'exploitation des autres paliers	44
6.4.1.4	Poursuite d'exploitation des réacteurs au-delà de 40 ans	45
6.4.2	Les réacteurs de recherche.....	45
D	Législation et réglementation.....	46
7.	Article 7 : Cadre législatif et réglementaire	46
7.1	Le cadre législatif et réglementaire.....	46
7.1.1	Les principes	46
7.1.2	Les dispositions réglementaires	47
7.1.3	Les règles techniques applicables aux INB.....	47
7.1.3.1	Les arrêtés ministériels et interministériels.....	47
7.1.3.2	Les décisions réglementaires à caractère technique prises par l'ASN	51
7.1.3.3	Les règles fondamentales de sûreté et les guides de l'ASN	51
7.1.3.4	Les notes de politique générale	51
7.1.3.5	Les codes et normes professionnels élaborés par l'industrie nucléaire française	51
7.2	Les procédures d'autorisation	52
7.2.1	Les options de sûreté.....	52
7.2.2	Les autorisations de création et de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement	52
7.2.3	L'enquête publique.....	53

Table des matières

7.2.4	La constitution d'une Commission locale d'information (CLI)	53
7.2.5	La consultation des autres pays de l'Union européenne	53
7.2.6	La consultation des organismes techniques.....	53
7.2.7	Le décret d'autorisation de création (DAC)	53
7.2.8	Les prescriptions définies par l'ASN pour l'application du DAC	54
7.2.9	La modification d'une INB	54
7.2.10	Les autres installations situées dans le périmètre d'une INB	54
7.2.11	Les autorisations de mise en service	55
7.3	Le contrôle des activités nucléaires.....	55
7.3.1	Le champ du contrôle.....	55
7.3.1.1	Les contrôle de la sûreté nucléaire.....	55
7.3.1.2	Le contrôle de la radioprotection	56
7.3.1.3	Les équipements sous pression.....	56
7.3.1.4	Les conditions de travail dans les INB.....	56
7.3.2	Les modalités du contrôle des INB.....	57
7.3.2.1	L'instruction technique des dossiers fournis par l'exploitant.....	57
7.3.2.2	Les autorisations internes	58
7.3.2.3	L'utilisation du retour d'expérience	59
7.3.2.4	L'inspection	59
7.3.3	L'organisation de l'ASN pour le contrôle des INB.....	60
7.3.3.1	L'inspection dans les INB	60
7.3.3.2	Le contrôle des équipements sous pression	61
7.3.3.3	Les événements significatifs	61
7.3.3.4	Les enquêtes techniques en cas d'incident ou d'accident concernant une activité nucléaire	61
7.4	Les sanctions	62
8.	Article 8 : Organisme de réglementation	63
8.1	L'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN).....	63
8.1.1	Organisation.....	64
8.1.1.1	Le collège de l'ASN.....	65
8.1.1.2	Les services centraux de l'ASN.....	65
8.1.1.3	Les divisions de l'ASN.....	65
8.1.2	Le fonctionnement de l'ASN.....	66
8.1.2.1	Ressources humaines.....	66
8.1.2.2	Moyens financiers	66
8.1.2.3	Système de management de la qualité	66

Table des matières

8.1.3	Les appuis techniques de l'ASN.....	66
8.1.3.1	L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN).....	67
8.1.3.2	Les groupes permanents d'experts.....	67
8.2	Les autres acteurs de la sûreté et de la radioprotection.....	68
8.2.1	L'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST).....	68
8.2.2	La Mission sûreté nucléaire et radioprotection (MSNR).....	68
8.2.3	Les instances consultatives.....	68
8.2.3.1	Le Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN).....	68
8.2.3.2	Le Conseil supérieur de la prévention des risques technologiques (CSPRT).....	69
8.2.4	Les commissions locales d'information (CLI).....	69
9.	Article 9 : Responsabilité du titulaire d'une autorisation.....	70
9.1	La responsabilité première de la sûreté d'une INB.....	70
9.2	La transparence et l'information au public chez les exploitants.....	70
9.2.1	Les mesures prises par EDF.....	70
9.2.2	Les mesures prises par le CEA.....	71
9.2.3	Les mesures prises par l'ILL.....	71
E -	Considération générales de sûreté.....	72
10.	Article 10 : Priorité à la sûreté.....	72
10.1	Les demandes de l'ASN.....	72
10.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	72
10.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	75
10.3.1	Les réacteurs du CEA.....	75
10.3.2	Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL.....	76
10.4	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	76
10.4.1	L'ASN.....	76
10.4.2	Les exploitants.....	77
11.	Article 11 : Ressources financières et humaines.....	79
11.1	Les ressources financières.....	79
11.1.1	Les demandes de l'ASN.....	79
11.1.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	79
11.1.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	80
11.1.3.1	Les réacteurs du CEA.....	80
11.1.3.2	Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL.....	80
11.1.4	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	80

Table des matières

11.1.4.1	Les réacteurs électronucléaires	80
11.1.4.2	Les réacteurs de recherche.....	81
11.2	Les ressources humaines	81
11.2.1	Les demandes de l'ASN.....	81
11.2.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	82
11.2.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	83
11.2.3.1	Les réacteurs du CEA	83
11.2.3.2	Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL	83
11.2.4	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	84
12.	Article 12 : Facteurs humains	85
12.1	Les demandes de l'ASN.....	85
12.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	85
12.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche	85
12.3.1	Les réacteurs du CEA	85
12.3.2	Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL	86
12.4	Le contrôle et l'analyse de l'ASN.....	86
12.4.1	Les facteurs organisationnels et humains dans l'exploitation des réacteurs électronucléaires	86
12.4.2	Les facteurs organisationnels et humains dans l'exploitation des réacteurs de recherche	87
12.4.3	Travaux réalisés sur les facteurs organisationnels et humains dans le cadre des ECS.....	87
13.	Article 13 : Assurance de la qualité.....	89
13.1	Les demandes de l'ASN.....	89
13.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	89
13.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche	91
13.3.1	Les réacteurs du CEA	91
13.3.2	Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL	91
13.4	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	92
13.4.1	Assurance de la qualité de la construction et de l'exploitation des réacteurs électronucléaires	92
13.4.1.1	Surveillance générale de la qualité en construction et en exploitation	92
13.4.1.2	Aspect de la qualité lié à l'emploi de prestataires.....	92
13.4.1.3	Le choix et la surveillance des prestataires.....	93
13.4.2	Assurance de la qualité de l'exploitation des réacteurs de recherche	93

Table des matières

14. Article 14 : Evaluation et vérification de la sûreté.....	94
14.1 Evaluation de sûreté avant la construction et la mise en service d'une INB.....	94
14.1.1 Les demandes de l'ASN.....	94
14.1.1.1 Le cadre réglementaire	94
14.1.1.2 Évaluations complémentaires de sûreté.....	94
14.1.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	94
14.1.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	95
14.1.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	95
14.1.4.1 Examen de la conception détaillée du réacteur n°3 de Flamanville	95
14.1.4.2 Les évaluations complémentaires de sûreté	95
14.1.4.3 Le réacteur ATMEA1.....	96
14.2 Evaluation et vérification de sûreté durant l'exploitation.....	96
14.2.1 Les demandes de l'ASN.....	96
14.2.1.1 Corriger les anomalies	96
14.2.1.2 Examiner les événements et le retour d'expérience d'exploitation.....	97
14.2.1.3 Les réexamens de sûreté.....	97
14.2.1.4 Les phénomènes de vieillissement.....	98
14.2.1.5 Les modifications apportées aux matériels et aux règles d'exploitation	98
14.2.1.6 Les évaluations complémentaires de sûreté	98
14.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	100
14.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	101
14.2.3.1 Les réacteurs du CEA	101
14.2.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL	102
14.2.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	102
14.2.4.1 Les réacteurs électronucléaires	102
14.2.4.2 Les réacteurs de recherche.....	108
14.3 Application des méthodes probabilistes d'évaluation des risques.....	108
14.3.1 Les demandes de l'ASN.....	108
14.3.1.1 Les réacteurs électronucléaires	108
14.3.1.2 Les réacteurs de recherche.....	109
14.3.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	109
14.3.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	110
14.3.3.1 Les réacteurs du CEA	110
14.3.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL	110
14.3.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	110

Table des matières

15. Article 15 : Radioprotection	112
15.1 Réglementation et demandes de l'ASN.....	112
15.1.1 Le code de la santé publique et les principes généraux de la radioprotection	112
15.1.1.1 Le principe de justification	112
15.1.1.2 Le principe d'optimisation.....	112
15.1.1.3 Le principe de limitation.....	113
15.1.2 La protection générale de la population	113
15.1.2.1 Les limites de dose pour le public	113
15.1.2.2 La surveillance radiologique de l'environnement.....	113
15.1.2.3 La protection des personnes en situation d'urgence radiologique.....	115
15.1.2.4 Niveaux de référence et d'intervention.....	115
15.1.2.5 La protection de la population en situation d'exposition durable	115
15.1.3 La protection des travailleurs	116
15.1.3.1 Les limites de dose pour le travailleur	116
15.1.3.2 Le zonage	117
15.1.3.3 La personne compétente en radioprotection (PCR)	117
15.1.3.4 Le suivi dosimétrique des travailleurs.....	117
15.1.3.5 Les contrôles de radioprotection	119
15.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	119
15.2.1 La radioprotection des travailleurs	119
15.2.2 La radioprotection du public	121
15.2.2.1 Rejets d'effluents.....	121
15.2.2.2 La surveillance de l'environnement	121
15.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	121
15.3.1 Les réacteurs du CEA.....	121
15.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL	122
15.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	122
15.4.1 Exposition des travailleurs.....	122
15.4.1.1 Le contrôle de l'ASN.....	122
15.4.1.2 Centrales électronucléaires.....	122
15.4.1.3 Les réacteurs de recherche.....	123
15.4.2 Exposition de la population et de l'environnement	124
15.4.2.1 Le contrôle des rejets dans l'environnement des centrales électronucléaires ...	124
15.4.2.2 Les réacteurs de recherche.....	125

Table des matières

16. Article 16 : Organisation pour les cas d'urgence.....	126
16.1 L'organisation générale pour les cas d'urgence	126
16.1.1 L'organisation au niveau local	127
16.1.2 L'organisation au niveau national.....	128
16.1.3 Les plans d'urgence	128
16.1.3.1 Le principe général.....	128
16.1.3.2 Les bases techniques et les contre-mesures des plans d'urgence	129
16.2 Le rôle et l'organisation de l'ASN	129
16.2.1 Le contrôle des actions menées par l'exploitant.....	130
16.2.2 Le conseil au préfet.....	130
16.2.3 La diffusion de l'information.....	130
16.2.4 La fonction d'autorité compétente au titre des conventions internationales.....	130
16.2.5 L'organisation prévue au titre de la sûreté nucléaire	131
16.2.5.1 Les différents pôles d'action.....	131
16.2.5.2 Le centre de crise de l'ASN.....	133
16.2.6 Le rôle de l'ASN dans l'élaboration des plans d'urgence	134
16.2.6.1 L'approbation et le contrôle de l'application des PUI.....	134
16.2.6.2 La participation à l'élaboration des PPI	134
16.3 Le rôle et l'organisation des exploitants de réacteurs.....	134
16.3.1 Le rôle et l'organisation d'EDF	134
16.3.1.1 L'organisation.....	134
16.3.1.2 Mise en place de la Force d'action rapide nucléaire (FARN).....	137
16.3.2 Le rôle et l'organisation du CEA.....	137
16.4 Les exercices de crise.....	138
16.4.1 Les exercices nationaux de crise nucléaire.....	138
16.4.2 Les exercices internationaux et la coopération internationale	140
16.4.3 Les enseignements retirés des exercices	141
16.5 Evolution de la gestion de la crise nucléaire.....	142
16.5.1 Les mesures de protection des populations	142
16.5.2 Les comprimés d'iode stable.....	143
16.5.3 Le traitement des conséquences post-accidentelles.....	143
16.5.4 Actualités récentes : prise en compte du retour d'expérience post-Fukushima.....	144
16.5.4.1 Plan d'action pour la prise en compte du retour d'expérience de l'organisation interne ASN pendant l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi	144
16.5.4.2 Comité de pilotage « Fukushima »	145

Table des matières

F - Sécurité des installations	146
17. Article 17 : Choix de site	146
17.1 Demandes de l'ASN.....	146
17.1.1 Evaluation des facteurs pertinents liés au site	146
17.1.2 Evaluation de l'incidence d'une INB sur la population et l'environnement.....	146
17.1.3 Réévaluation des facteurs pertinents	146
17.1.4 Consultation des pays voisins	147
17.1.5 Consultation du public.....	147
17.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	147
17.2.1 Evénements externes - Séisme	147
17.2.2 Evénements externes – Inondations	152
17.2.3 Evénements externes - Conditions climatiques extrêmes	154
17.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche	155
17.3.1 Les réacteurs du CEA	155
17.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL	155
17.4 L'analyse de l'ASN	156
17.4.1 Réacteurs électronucléaires.....	156
17.4.1.1 Évolution du dimensionnement aux risques naturels et humains à la suite des évaluations complémentaires de sûreté.....	156
17.4.1.2 Réacteur n°3 de Flamanville (EPR)	160
17.4.2 Réacteurs de recherche	161
18. Article 18 : Conception et construction	162
18.1 Le concept de défense en profondeur	162
18.1.1 Les demandes de l'ASN.....	162
18.1.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	163
18.1.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	163
18.1.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	163
18.1.4.1 Les réacteurs électronucléaires	163
18.1.4.2 Les réacteurs de recherche.....	164
18.2 Qualification des technologies utilisées	164
18.2.1 Les demandes de l'ASN.....	164
18.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	165
18.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	166
18.2.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	166
18.2.4.1 L'évaluation de conformité des équipements sous pression nucléaires	166
18.2.4.2 Le réacteur n°3 de Flamanville de type EPR	167

Table des matières

18.2.4.3	Réacteurs électronucléaires en exploitation	168
18.3	Critères de conception	168
18.3.1	Les demandes de l'ASN.....	168
18.3.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	169
18.3.2.1	Critères de conception (réacteurs existants et cas de l'EPR).....	169
18.3.2.2	Le retour d'expérience de l'accident de Fukushima Daiichi (réacteurs existants et EPR)	170
18.3.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	171
18.3.4	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	172
18.3.4.1	Le contrôle de la construction du réacteur n°3 de Flamanville.....	172
18.3.4.2	Le réacteur EPR de Penly 3.....	175
18.3.4.3	Les évaluations complémentaires de sûreté	175
19.	Article 19 : Exploitation	176
19.1	La mise en service d'une INB.....	176
19.1.1	Les demandes de l'ASN.....	176
19.1.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	177
19.1.2.1	Mise en service de réacteurs d'EDF.....	177
19.1.3	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	178
19.2	Le domaine d'exploitation des INB	178
19.2.1	Les demandes de l'ASN.....	178
19.2.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	179
19.2.3	Le contrôle et l'analyse de l'ASN.....	179
19.3	Procédures d'exploitation, de maintenance, d'inspection et de test	180
19.3.1	Les demandes de l'ASN.....	180
19.3.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	180
19.3.2.1	Contrôles et essais.....	180
19.3.2.2	Maintenance.....	181
19.3.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	182
19.3.3.1	Les réacteurs du CEA	182
19.3.3.2	Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL	182
19.3.4	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	183
19.3.4.1	Réacteurs électronucléaires.....	183
19.3.4.2	Réacteurs de recherche	185
19.4	La gestion des incidents et accidents	185
19.4.1	Les demandes de l'ASN.....	185
19.4.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	186

Table des matières

19.4.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	191
19.4.3.1	Les réacteurs du CEA	191
19.4.3.2	Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL	191
19.4.4	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	191
19.5	Les supports techniques	194
19.5.1	Les demandes de l'ASN.....	194
19.5.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	194
19.5.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	194
19.5.4	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	194
19.6	Les événements significatifs.....	195
19.6.1	Les demandes de l'ASN.....	195
19.6.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	196
19.6.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	196
19.6.4	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	196
19.7	La prise en compte du retour d'expérience	198
19.7.1	Les demandes de l'ASN.....	198
19.7.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	199
19.7.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	201
19.7.4	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	201
19.7.4.1	Prise en compte du retour d'expérience issu des réacteurs belges : détection de défauts sur les cuves de Doel 3 et Tihange 2	202
19.7.4.2	Prise en compte du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi	202
19.8	La gestion des déchets et du combustible utilisé.....	203
19.8.1	Les demandes de l'ASN.....	204
19.8.1.1	Gestion des déchets radioactifs	204
19.8.1.2	Gestion du combustible utilisé	205
19.8.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires.....	205
19.8.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	206
19.8.3.1	Les réacteurs du CEA	206
19.8.3.2	Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL	207
19.8.4	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	207
19.8.4.1	Gestion des déchets radioactifs	207
19.8.4.2	Gestion du combustible utilisé	208

Table des matières

G – Coopération internationale.....	209
20. Les mesures de coopération internationales	209
20.1 Les activités internationales de l'ASN	209
20.2 Les activités internationales de l'IRSN sur la sûreté des réacteurs	209
20.3 Les activités internationales d'EDF sur la sûreté des réacteurs	210
20.4 Les activités internationales du CEA sur la sûreté des réacteurs.....	210
20.5 La participation française au groupe sur la sûreté et la sécurité nucléaires du G8.....	211
ANNEXE 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France	212
ANNEXE 2 – Principaux textes législatifs et réglementaires.....	218
ANNEXE 3 – Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires	226
ANNEXE 4 – Surveillance de l'environnement	231
ANNEXE 5 – Missions OSART	236
ANNEXE 6 – Actions de la France en soutien au Plan d'action sur la sûreté nucléaire de l'AIEA	238
ANNEXE 7 – Bibliographie	253
ANNEXE 8 – Liste des principales abréviations.....	254

Liste des figures

Figure 1 : Structure du projet de nouvelle réglementation technique	50
Figure 2 : Organisation générale de l'ASN	64
Figure 3 : Réseau Télecay en 2015 (Source IRSN).....	114
Figure 4 : Fonctionnement du système SISERI (source IRSN).....	118
Figure 5 : Dose collective moyenne par réacteur (données EDF).....	123
Figure 6 : Organisation de crise en cas d'accident qui affecterait un réacteur nucléaire exploité par EDF.....	127
Figure 7 : Le rôle de l'ASN en situation de crise nucléaire.....	130
Figure 8 : Organisation prévue au titre de la sûreté	132
Figure 9 : Organisation prévue au titre de la communication	132
Figure 10 : Nombre d'exercices et de situations d'urgences	139
Figure 11 : Évolution du nombre d'événements significatifs classés sur l'échelle INES dans les centrales nucléaires d'EDF de 2007 à 2012.....	197
Figure 12 : Évolution du nombre d'événements significatifs par domaine dans les centrales nucléaires d'EDF de 2007 à 2012	197
Figure 13 : 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 2012.....	198
Figure 14 : Carte de France situant les réacteurs nucléaires en exploitation et en construction.....	212
Figure 15 : Organisation de la sûreté nucléaire et du contrôle à EDF	226
Figure 16 : Organisation générale du CEA	229
Figure 17 : Organisation de la Direction de l'Energie Nucléaire (DEN) du CEA.....	230
Figure 18 : Implantation des stations du réseau Télecay (source : IRSN)	233
Figure 19 : Réseau Télecay avant et après redéploiement	234
Figure 20 : Bilan des rejets des centrales nucléaires (1995 – 2011).....	235

Liste des tableaux

Tableau 1 : Réglementation des ESPN.....	47
Tableau 2 : Nombre d'inspections réalisées par l'ASN dans les INB	60
Tableau 3 : Nombre d'événements significatifs déclarés par les exploitants des INB.....	61
Tableau 4 : Mesures administratives et procès-verbaux transmis au procureur de la République.....	62
Tableau 5 : EPS actuellement disponibles et les principales catégories d'événement initiateurs retenus par palier des réacteurs français	109
Tableau 6 : Bilan de la dosimétrie passive externe sur l'exercice 2009-2011	124
Tableau 7 : Grément en situation réelle du centre d'urgence de l'ASN.....	133
Tableau 8 : Caractéristiques essentielles des exercices nationaux menés en 2012.....	140
Tableau 9 : Inspections réalisées sur le site de construction du réacteur n°3 de Flamanville.....	173
Tableau 10 : Réacteurs électronucléaires en exploitation et en construction.....	213
Tableau 11 : Réacteurs de recherche en exploitation, au sens administratif, et en construction	217
Tableau 12 : Liste des décisions réglementaires de l'ASN à fin juin 2013	219
Tableau 13 : Liste des guides de l'ASN en projet.....	225
Tableau 14 : Surveillance réglementaire des rejets liquides d'une centrale nucléaire	231
Tableau 15 : Surveillance réglementaire des rejets liquides d'une centrale nucléaire	231
Tableau 16 : Nature de la surveillance autour des centrales nucléaires	232
Tableau 17 : Liste des missions OSART qui se sont déroulées en France.....	236
Tableau 18 : Actions de la France en soutien au plan d'action sur la sûreté nucléaire de l'AIEA	238
Tableau 19 : Liste des principales abréviations.....	254

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 sixième rapport, établi conformément à l'article 5 de la Convention et qui couvre la période de 2010 à mi-2013, 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 sixième 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 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.

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 2013 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 cinq précédents : c'est un rapport autonome, construit principalement à partir de documents existants et reflétant les points de vue de l'Autorité de sûreté et des exploitants. Ainsi, pour chacun des chapitres où l'Autorité de sûreté n'est pas seule à s'exprimer, une structure en trois parties est adoptée : d'abord une description de la

A - Introduction

réglementation par l'Autorité réglementaire, ensuite une présentation par les exploitants des dispositions prises pour satisfaire à la réglementation et enfin une analyse par l'Autorité réglementaire des dispositions prises par les exploitants.

Ce rapport est structuré selon les principes directeurs concernant les rapports nationaux, révisés lors de la réunion extraordinaire d'août 2012. 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 cinquième 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 (chapitres 10 à 16), la partie F présente la sûreté des installations (chapitres 17 à 19), et enfin la partie G sur les mesures de coopération internationale (chapitre 20). Le rapport est enfin complété par huit annexes.

Concernant la mise en œuvre des actions prises au niveau national à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, il a été recommandé, lors de la réunion des Officiers du 29 octobre 2012, d'en faire une présentation générale dans un sous-chapitre du Résumé.

Enfin, comme suite à la réunion des Officiers de la Convention sur la sûreté nucléaire d'octobre 2012, la France a décidé de présenter, sur une base volontaire, en annexe du rapport national, les actions de la France en soutien au plan d'action sur la sûreté nucléaire de l'AIEA (cf. Annexe 6).

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 accessible le rapport national français à toute personne intéressée. 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 renoué en profondeur 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 en même temps que les actes auxquels ils se réfèrent.

La loi TSN a créé l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), autorité administrative indépendante, chargée, 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. Le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection assuré par l'ASN est décrit au chapitre 8. Certaines de ces décisions doivent être homologuées par le ministre chargé de la sûreté nucléaire (ministre de l'écologie, du développement durable et de l'énergie).

2.2 *Politique énergétique*

Sous le contrôle du Parlement, la politique énergétique de la France est définie par le Gouvernement et est supervisée par le ministre de l'écologie, du développement durable et de l'énergie (MEDDE). Le président de la République s'est engagé à la mise à l'arrêt de la centrale nucléaire de Fessenheim, la plus vieille du parc nucléaire français, et a fixé l'objectif d'une fermeture d'ici fin 2016. Cette décision s'intègre dans le cadre d'une politique qui est celle de la transition énergétique et qui se fixe l'objectif de réduire la part du nucléaire dans la production d'électricité de 75% aujourd'hui à 50% en 2025.

B - RESUME

3. Résumé

3.1 Suggestions et défis identifiés lors de la 5^{ème} réunion d'examen

A l'issue de la 5^{ème} réunion d'examen de la CSN les défis suivants ont été identifiés pour l'ASN, en sus du contrôle des réacteurs en exploitation :

1. Les 3^{èmes} visites décennales des réacteurs de 900 MWe associées au troisième réexamen de sûreté de ces réacteurs (Cf. § 6.3.1.1.1) ;
2. Le contrôle et l'inspection des opérations de maintenance réalisées par EDF sur les générateurs de vapeur (Cf. § 6.3.1.2.2) ;
3. Pour ce qui concerne le réacteur n°3 de Flamanville (EPR), donner un avis sur l'architecture du système de contrôle commande, l'examen et le contrôle des essais de démarrage selon le planning proposé par EDF et l'examen de la demande de mise en service (Cf. § 18.2.4.2.2 et § 19.1.3) ;
4. Le suivi de la construction de nouvelles installations telles que l'EPR de Penly et les réacteurs de recherche ITER et RJH (Cf. § 18.3.4.2, § 6.1.2, § 18.3.3 et § 17.4.2).

Au cours des discussions qui se sont tenues au sein du groupe 2, il a été proposé que la France considère la mise en œuvre de dispositions visant à aligner les performances en matière de sûreté des installations en cours d'exploitation au niveau des meilleures. Pour cela, la performance en matière de sûreté des centrales ayant les résultats les moins satisfaisants doit être améliorée en donnant la priorité au renforcement du management et à une meilleure qualité d'exploitation et de maintenance des équipements (Cf. §14.2.4.1.2).

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

Lors de la seconde réunion extraordinaire de la Convention sur la sûreté nucléaire, il a été demandé aux Parties Contractantes de s'assurer que le rapport national couvrira certains thèmes identifiés comme importants à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi. L'un des ces thèmes concerne l'indépendance effective de l'organisme de réglementation à l'égard d'une influence indue, y compris le cas échéant des informations sur l'accueil de missions IRRS. En France, la loi TSN de 2006 a créé l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), autorité administrative indépendante, chargée, au nom de l'État, du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection pour protéger les travailleurs, les patients, le public et l'environnement des risques liés aux activités nucléaires civiles, ainsi que de l'information du public. Le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection assuré par l'ASN est décrit au chapitre 8.

Par ailleurs, 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. A la demande de la France, l'ASN va accueillir une autre mission d'audit IRRS en 2014, dite « full scope » (cf. § 10.4.1).

Depuis de nombreuses années, la France demande 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. Après la mission OSART de Chooz en 2013, l'ensemble du parc nucléaire français aura fait l'objet d'une mission OSART.

B - Résumé

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

3.3 Principales évolutions depuis le 5^{ème} rapport national de la France

Lors de la seconde réunion extraordinaire des Parties Contractantes à la Convention sur la sûreté nucléaire, il a été décidé que les rapports nationaux devraient couvrir plus particulièrement un certain nombre de sujets d'intérêt pouvant être directement liés à des mesures prises à la lumière de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi ou à des actions conduites dans le cadre d'une amélioration continue de la sûreté nucléaire.

3.3.1 Évolution du cadre réglementaire

L'élaboration de la réglementation applicable aux installations nucléaires de base (INB) est largement engagée avec le décret « procédures INB » de 2007 ; l'arrêté INB a été publié le 7 février 2012 et une douzaine de décisions réglementaires sont en cours de finalisation : ces travaux ont fait l'objet d'une large consultation des différentes parties prenantes. L'ASN va disposer d'un cadre de travail et d'intervention rigoureux, complet et homogène avec celui de ses collègues européens puisqu'il intègre les « niveaux de référence » de WENRA, l'association des responsables des Autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest (Cf. § 7.1.3.1.2).

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

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).

L'ASN a développé, avec l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) et les parties prenantes, le site Internet www.mesure-radioactivite.fr rassemblant l'ensemble des mesures de radioactivité dans l'environnement effectuées par les exploitants, les institutionnels et les associations agréées (Cf. § 15.1.2.2.3).

L'ASN a attaché la plus haute importance à ce que l'ensemble de la démarche des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) et des inspections menées à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi soit effectué de manière ouverte et transparente. Des représentants des parties prenantes (CLI, HCTISN) et de plusieurs Autorités de sûreté étrangères ont été invités, en tant qu'observateurs, à assister aux réunions techniques et à participer aux inspections ciblées conduites par l'ASN ; ces diverses parties prenantes ont également été destinataires des rapports transmis par les exploitants. Certains observateurs ont transmis des contributions à l'analyse des rapports des exploitants, que l'ASN a prises en compte dans ses conclusions. A chaque étape du processus, qu'il soit européen ou français, l'ASN a mis en ligne, sur son site www.asn.fr, les différents documents produits (notamment les décisions de l'ASN, la liste des installations nucléaires concernées, les rapports des évaluations, les avis des Groupes permanents d'experts, etc.).

Depuis janvier 2013, l'ASN rend désormais publics les courriers de prise de position qu'elle émet sur des sujets importants sur son site internet. De manière coordonnée, l'IRSN met également à disposition les avis rendus par l'institut à l'ASN sur les affaires correspondantes. Il est possible de consulter les courriers de prise de position émis depuis fin 2011.

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

B - Résumé

des installations, les événements techniques et les activités conduites en particulier sur les aspects 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 du processus de réexamens périodique de sûreté ou lors de la mise en œuvre de modifications à la suite du retour d'expérience sur l'ensemble des paliers, sont présentés aux § 6.3 et 14.2.4. Les principaux thèmes d'évolutions sont les suivants :

- le renforcement de la tenue sismique ;
- les risques induits par les gaz explosifs ;
- la robustesse des sites vis-à-vis des agressions externes d'origine naturelle et des perturbations électriques ;
- les 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. Après s'être prononcée en 2010 sur la poursuite de fonctionnement du réacteur n°1 de Tricastin¹ et en 2011 sur celle du réacteur n°1 de Fessenheim² à l'issue de leur troisième visite décennale (VD3), l'ASN s'est prononcée favorablement en 2012 sur la poursuite de fonctionnement du réacteur n°2 de Bugey³ au-delà de son troisième réexamen et, en 2013, sur la poursuite de fonctionnement du réacteur n°2 de Fessenheim⁴. Par ailleurs, les réacteurs de Bugey n°4 et 5, Blayais n°1, Dampierre n°1 et 2, Gravelines n°1 et 3, Tricastin n°2 et 3 ont intégré les améliorations issues du réexamen de sûreté dans le cadre de leur troisième visite décennale.
- Après les réacteurs de 1300 MWe de Penly 1 et Cattenom 3 en 2011, le réacteur de Golfech 1 a intégré en 2012 les améliorations issues du réexamen de sûreté dans le cadre de sa deuxième visite décennale (VD2). L'ASN a par ailleurs analysé les conclusions des réexamens de sûreté des réacteurs n°1 et n°2 de Saint-Alban et du réacteur n°2 de Cattenom et a fixé des prescriptions complémentaires visant à conforter la sûreté de ces sites.
- Après le réacteur n°1 de Civaux en 2011 (1450 MWe), le réacteur n°2 de Civaux a intégré en 2012 les modifications issues du réexamen de sûreté dans le cadre de sa première visite décennale (VD1). Comme pour les réacteurs de 900 et de 1300 MWe, l'ASN se prononcera en 2013 sur la poursuite de fonctionnement de chacun des réacteurs du palier N4 après examen des rapports de conclusions remis par EDF.

¹ <http://www.asn.fr/index.php/content/download/27677/166969/file/2010-AV-0100.pdf>

² <http://www.asn.fr/index.php/content/download/30387/194913/file/1Decision-2011-DC-0231.pdf>
et <http://www.asn.fr/index.php/content/download/36249/268239/file/2012-DC-0328.pdf>

³ <http://www.asn.fr/index.php/content/download/34768/257125/file/2012-AV-0155.pdf> et <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/La-reglementation/Bulletin-officiel-de-l-ASN/Decisions-de-l-ASN/Decision-n-2012-DC-0311-de-l-ASN-du-4-decembre-2012>

⁴ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/La-reglementation/Bulletin-officiel-de-l-ASN/Decisions-de-l-ASN/Decision-n-2013-DC-0342-de-l-ASN-du-23-avril-2013>

B - Résumé

- Dans le cadre de l'instruction anticipée de la future demande de mise en service du réacteur n°3 de Flamanville de type EPR, l'ASN et l'IRSN ont finalisé l'instruction de la conception de l'architecture du système de contrôle-commande et ont poursuivi l'examen du génie civil de l'installation et de la conception détaillée de certains systèmes importants pour la sûreté du réacteur, en se focalisant sur les systèmes novateurs et les systèmes intervenant dans la protection et la sauvegarde du réacteur ou dans le maintien des trois fonctions de sûreté. L'ASN a également achevé l'examen de la conception détaillée des éléments relatifs à l'optimisation de la radioprotection et au dimensionnement de protection radiologique du bâtiment du réacteur.

3.3.4 Évolution de la gestion de crise

De même que la sûreté nucléaire, il est nécessaire de faire évoluer l'organisation de crise en fonction des expériences acquises. Les mesures de protection des populations évoluent que ce soit durant la phase d'urgence ou en situation post-accidentelle. Concernant ce dernier point, les premiers éléments de la doctrine élaborée par le CODIRPA ont été transmis par l'ASN au Premier ministre en novembre 2012 (cf. §16.5.1 et §16.5.3). Les travaux vont continuer pour prendre en compte le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, ainsi que pour répondre à certaines questions restées en suspens à la suite de la première phase des travaux du CODIRPA.

3.3.5 Évolutions à la suite de la mise en œuvre des actions post-Fukushima

A la suite de l'accident nucléaire à la centrale de Fukushima Daiichi, l'ASN a considéré qu'une démarche d'évaluation complémentaire de sûreté (ECS)⁵ des installations nucléaires civiles françaises, vis-à-vis du type d'événements qui ont entraîné l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi devait être engagée. Ces ECS répondent aux demandes exprimées par le Premier ministre le 23 mars 2011 et le Conseil européen les 24 et 25 mars 2011 (Cf. § 14.2.1.6 pour les détails de la démarche ECS). Les exploitants ont présenté à l'ASN en septembre 2011 les évaluations complémentaires de la sûreté de leurs installations dans des situations extrêmes, assorties d'un premier lot de propositions de modifications à mettre en œuvre à court et moyen terme. Ces évaluations ont fait l'objet d'un examen par les groupes permanents pour les réacteurs nucléaires et les laboratoires et usines en novembre 2011.

L'ASN a pris le 26 juin 2012, 32 décisions⁶ pour prescrire aux exploitants la mise en place de dispositions complémentaires. Pour les réacteurs électronucléaires, ces dispositions sont présentées dans le § 6.3.1.3 puis dans les § 18.3.2, § 18.3.4.3, § 19.4.2 et § 19.4.4. Ces dispositions permettent de faire face aux risques externes et de prévenir les accidents et, au cas où un accident se produirait, d'en atténuer les effets et d'éviter une contamination hors du site à long terme.

Ces nouvelles exigences correspondent à des travaux considérables et à des investissements massifs, qui ont commencé dès 2012 et s'étaleront sur plusieurs années :

- la mise en place, pour toutes les installations, d'un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles permettant de maîtriser les fonctions fondamentales de sûreté dans des situations extrêmes. Il a pour objectif de prévenir un accident grave, de limiter les rejets radioactifs massifs dans un scénario d'accident qui n'aurait pas pu être maîtrisé et de permettre à l'exploitant d'assurer, même dans des situations extrêmes, les

⁵ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-contrôle/Evaluations-complémentaires-de-surete>

⁶ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-contrôle/Evaluations-complémentaires-de-surete/Decisions-2012-de-l-ASN-Prescriptions-complémentaires>

B - Résumé

missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise⁷. Les matériels qui feront partie de ce noyau dur devront être conçus pour résister à des événements majeurs (séisme, inondation...), d'ampleur très supérieure à ceux qui sont pris en compte pour déterminer le niveau de résistance des installations, même s'ils ne sont pas considérés comme plausibles. En outre, ces matériels devront être protégés des agressions internes et externes induites par ces situations extrêmes, comme par exemple les chutes de charges, chocs provenant d'autres composants et structures, incendie, explosion. Pour les centrales nucléaires d'EDF, le « noyau dur » devra comprendre un Diesel d'ultime secours « bunkerisé » supplémentaire pour chaque réacteur (cf. § 18.3.2.2), un dispositif d'alimentation de secours en eau diversifié (cf. § 18.3.2.2), ainsi qu'un centre de gestion de crise résistant à la survenue d'un événement de grande ampleur touchant plusieurs installations (cf. § 16.3.1.1) ;

- la mise en place progressive, à partir de 2012, de la « Force d'action rapide nucléaire » (FARN) proposée par EDF (cf. §16.3.1.2), dispositif national d'intervention interne à l'exploitant rassemblant des équipes spécialisées et des matériels⁸, pouvant assurer la relève des équipes d'un site accidenté et mettre en œuvre des moyens complémentaires d'intervention d'urgence en moins de 24 heures avec un début des opérations sur site dans un délai de 12 heures après leur mobilisation. Ce dispositif pourra être commun à plusieurs sites nucléaires de l'exploitant. Le dispositif est partiellement opérationnel (pour intervenir sur un réacteur de l'un quelconque des sites) depuis fin 2012 et sera complètement opérationnel fin 2015 (Gravelines - pour 6 tranches) ;
- un nouveau référentiel du plan d'urgence interne (PUI) a été déployé sur tous les sites d'EDF à compter du 15 novembre 2012. Il prend en compte les situations accidentelles affectant simultanément plusieurs installations du même site (cf. § 19.4.4) ;
- pour les piscines d'entreposage de combustible des différentes installations, la mise en place de dispositions renforcées visant à réduire les risques de dénoyage du combustible. EDF, en plus d'études et de modifications particulières, a proposé un système d'appoint d'ultime secours qui devrait être implanté à partir de 2015, en liaison avec la mise en place du Diesel d'ultime secours sur les tranches (cf. § 18.3.2.2 et § 19.4.2).

⁷ L'exploitant doit en particulier fixer des exigences relatives :

- aux locaux de gestion des situations d'urgence, pour qu'ils offrent une grande résistance aux agressions et qu'ils restent accessibles et habitables en permanence et pendant des crises de longue durée, y compris en cas de rejets radioactifs. Ces locaux devront permettre aux équipes de crise d'assurer le diagnostic de l'état des installations et le pilotage des moyens du noyau dur ;
- à la disponibilité et à l'opérabilité des moyens mobiles indispensables à la gestion de crise ;
- aux moyens de communication indispensables à la gestion de crise, comprenant notamment les moyens d'alerte et d'information des équipiers de crise et des pouvoirs publics et, s'ils s'avéraient nécessaires, les dispositifs d'alerte des populations en cas de déclenchement du plan particulier d'intervention en phase réflexe sur délégation du préfet ;
- à la disponibilité des paramètres permettant de diagnostiquer l'état de l'installation, ainsi que des mesures météorologiques et environnementales (radiologique et chimique, à l'intérieur et à l'extérieur des locaux de gestion des situations d'urgence) permettant d'évaluer et de prévoir l'impact radiologique sur les travailleurs et les populations ;
- aux moyens de dosimétrie opérationnelle, aux instruments de mesure pour la radioprotection et aux moyens de protection individuelle et collective. Ces moyens seront disponibles en quantité suffisante.

⁸ Ces équipes doivent être dimensionnées pour intervenir sur l'ensemble des réacteurs du site et disposer d'outils de mesures pouvant être déployés à leur arrivée. L'exploitant précisera l'organisation et le dimensionnement de ces équipes, et notamment les critères d'activation, les missions qui leur incombent, les moyens matériels et humains dont elles disposent, les équipements de protection individuelle, le système mis en place pour assurer la maintenance de ces moyens matériels ainsi que leur opérabilité et disponibilité permanentes et les formations de leurs personnels et le processus de maintien des compétences.

B - Résumé

L'ASN a décidé de lancer un plan d'action pour la prise en compte du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi sur son organisation interne en situation d'urgence. Cela a conduit à identifier des points forts et des axes d'amélioration dont la mise en œuvre a débuté en 2012 (cf. 16.5.4.1). Un comité de pilotage a été mis en place pour le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi (cf. 16.5.4.2). Ce comité assure également le suivi des actions engagées dès 2011 à la suite de l'accident.

Sur la base du retour d'expérience approfondi de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, l'ASN réexaminera les référentiels de sûreté des installations nucléaires, en particulier sur les aspects « séisme » et « risques liés aux autres activités industrielles » (cf. § 17.4.1). En avril 2013, l'ASN a en outre publié un guide relatif à la protection des installations nucléaires contre les inondations externes détaillant les recommandations visant à évaluer et à quantifier les risques d'inondation externe de ces installations, et à définir les moyens de protection adaptés pour y faire face.

Par ailleurs, en complément du programme normal d'inspection, les thématiques visées par les évaluations complémentaires de sûreté ont fait l'objet de 38 inspections ciblées en 2011 sur les sites nucléaires jugés comme prioritaires. En 2012, l'ASN a procédé à des inspections de contrôle de la mise en place des actions correctives demandées à la suite des inspections réalisées en 2011 sur l'ensemble des installations nucléaires⁹. (Cf. § 6.3.1.4 pour les centrales électronucléaires).

L'ASN a publié le plan d'action de la France sur la mise en œuvre des recommandations issues des tests de résistance européens menés en 2011 et, plus généralement, de l'ensemble des actions décidées à la suite de ces évaluations¹⁰.

3.3.6 Les facteurs organisationnels et humains

L'ASN anime le Comité d'orientation sur les facteurs sociaux, organisationnels et humains (CoFSOH), instance d'échanges pluridisciplinaires mise en place pour faire progresser les réflexions sur les trois axes prioritaires identifiés dans l'avis de l'ASN du 3 janvier 2012 sur les évaluations complémentaires de sûreté, à savoir le renouvellement des effectifs et des compétences des exploitants, l'organisation du recours à la sous-traitance et la recherche sur ces thèmes (Cf. Chapitre 12).

3.4 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.

3.4.1 Le contrôle des centrales nucléaires en exploitation

Il restera une priorité de l'ASN qui considère que le maintien de l'état des réacteurs nécessitera de la part d'EDF la poursuite de ses efforts en matière de maintenance et de préparation des interventions d'exploitation. En matière de protection de l'environnement, l'ASN poursuivra l'instruction des dossiers de modification des rejets et de prélèvements d'eau et veillera 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.

Enfin, l'ASN se prononcera en 2013 sur le programme d'études et de travail proposé par EDF en vue de prolonger au-delà de 40 ans la durée de fonctionnement des réacteurs et veillera à partager son travail à l'international.

⁹ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-contrôle/Evaluations-complémentaires-de-sûreté/Inspections-ciblées>

¹⁰ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-contrôle/Evaluations-complémentaires-de-sûreté/Actualités-concernant-les-ECS/Stress-tests-européens-l-ASN-publie-son-plan-d-action-national>

B - Résumé

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

Dans la continuité des actions menées en 2012, l'ASN portera une attention particulière à la prise en compte du retour d'expérience par EDF de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi. L'ASN assurera un suivi spécifique des dispositions nécessaires à la mise en œuvre des mesures complémentaires de sûreté demandées à la suite des ECS et prendra en particulier position à court terme sur la proposition d'EDF 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.

3.4.3 Le contrôle de la construction du réacteur n°3 de Flamanville de type EPR

Le contrôle de la construction du réacteur n°3 de Flamanville se poursuivra tout au long de la construction. Au plus fort des activités de montage 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 des éléments nécessaires à la demande de mise en service, notamment les méthodes d'études d'accidents ainsi que les principes de conduite de l'installation. L'ASN développera notamment les outils réglementaires nécessaires pour encadrer la préparation et le contrôle des essais de démarrage. Elle s'attachera à coopérer autant que possible avec ses homologues étrangers, en particulier dans le cadre du groupe MDEP, de façon à parvenir à des positions harmonisées.

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 en vertu de la Convention.

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 sixième 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 2012 les réacteurs électronucléaires de la filière REP ont produit 404,9 TWh, soit environ 75 % de la production d'électricité de la France (respectivement 421 TWh et 77,7% en 2011; 407,9 TWh et 74% en 2010). Ils sont regroupés en 19 centres nucléaires de production d'électricité (CNPE) en exploitation qui sont globalement semblables. Ils comportent chacun deux à six réacteurs du même type (REP), pour un total de 58 réacteurs construits par le même fournisseur, Framatome, aujourd'hui AREVA NP. On distingue habituellement (voir la carte de localisation en Annexe 1) :

Parmi les 34 réacteurs de 900 MWe :

- le palier CP0, constitué des 2 réacteurs de Fessenheim et des 4 réacteurs du Bugey (réacteurs 2 à 5) ;
- le palier CPY, constitué des autres réacteurs de 900 MWe, qu'on peut subdiviser en CP1 (18 réacteurs à Dampierre, Gravelines, Blayais et Tricastin) et CP2 (10 réacteurs à Chinon, Cruas et Saint-Laurent-des-Eaux).

Parmi les 20 réacteurs de 1300 MWe :

- le palier P4, constitué des 8 réacteurs de Paluel 1/2/3/4, Flamanville 1/2 et Saint-Alban 1/2 ;
- le palier P'4, constitué des 12 réacteurs de Belleville-sur-Loire 1/2, Cattenom 1/2/3/4, Golfech 1/2, Nogent-sur-Seine 1/2 et Penly 1/2.

Le palier N4, qui est constitué de 4 réacteurs de 1450 MWe : Chooz 1/2 et Civaux 1/2.

En décembre 2012, la moyenne d'âge des réacteurs, calculée à partir des dates de première divergence des réacteurs, se répartit comme suit :

- 31 ans pour les trente-quatre réacteurs de 900 MWe ;
- 25 ans pour les vingt réacteurs de 1300 MWe ;
- 15 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.

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

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 (réacteurs du Bugey et de Fessenheim).

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, donc de capacité de refroidissement plus élevée que sur les réacteurs de 900 MWe équipés de trois générateurs de vapeur. 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 avec ceux du palier P4, notamment en ce qui concerne le bâtiment du combustible et les 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.

A fin 2012, 94% du génie civil principal est réalisé et EDF se concentre à présent sur la fin de la construction de l'enceinte du bâtiment réacteur, sur le bâtiment Diesel nord et sur la tour d'accès. Les montages électromécaniques sont avancés à 39%. Les gros composants de la salle des machines sont en place. La fabrication de la plupart des gros composants mécaniques de la chaudière est terminée ou en voie d'achèvement. Les années 2011 et 2012 auront été marquées par la détection de nombreuses indications de défauts dans les soudures des adaptateurs du couvercle de la cuve, qui est en cours de réparation.

Concernant l'architecture du contrôle commande de l'EPR, l'instruction de la capacité de la plate-forme SPPA T2000 à accueillir les fonctions de sûreté de classement F2¹¹ et F1B¹² s'est poursuivie. Par courrier du 4 avril 2012, l'ASN estime que les éléments de réponses apportés par EDF concernant d'une part, la conformité de la plate-forme SPPA-T2000 aux exigences techniques associées au niveau de classement F1B et, d'autre part, les demandes relatives au renforcement des dispositions de robustesse existantes de l'architecture du contrôle-commande, sont satisfaisants. Dans ces conditions, l'ASN estime que la plateforme SPPA-T2000 est apte à accueillir des fonctions classées F1B et a fortiori F2.

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

¹¹ Selon le rapport préliminaire de sûreté de Flamanville 3 : « les fonctions de sûreté nécessaires pour atteindre et maintenir un état final pour les séquences d'événements RCC-A sont classées F2 »

¹² Selon le rapport préliminaire de sûreté de Flamanville 3 : « toutes les fonctions de sûreté nécessaires au-delà de l'atteinte de l'état contrôlé pour atteindre l'état d'arrêt sûr et pour le maintenir après un événement interne PCC-2 à PCC-4 sont classées F1B »

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

de rénovation ou de modifications, ou de façon définitive dans l'optique d'un prochain démantèlement (cas de Phénix, voir ci-dessous).

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

Ces réacteurs ont, pour l'essentiel d'entre eux, été mis en service entre les années 1960 et 1980 mais ont généralement subi, depuis, des travaux significatifs.

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, EDF et AREVA avec des partenaires européens ont débuté la construction du réacteur Jules Horowitz (RJH), en raison du vieillissement des réacteurs d'irradiation européens actuellement en service et de leur 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 jusqu'en 2050 environ.

Les objectifs principaux du réacteur sont l'irradiation de matériaux et de combustibles en soutien aux programmes électronucléaires internationaux, la production des radioéléments artificiels à des fins de diagnostics médicaux et de traitement des cancers, ainsi que la production de silicium dopé.

Sur la base du rapport préliminaire de sûreté et des dossiers d'enquête publique, la demande d'autorisation de création de l'INB RJH a été adressée aux pouvoirs publics en mars 2006, accompagnée de la demande d'autorisation de rejets d'effluents et de prélèvements d'eau, conformément au décret n° 95-540 du 4 mai 1995.

La procédure d'enquête publique diligentée par le préfet s'est tenue sur huit communes environnantes du site de Cadarache durant les mois de novembre et décembre 2006.

Par ailleurs, le rapport préliminaire de sûreté du RJH a été examiné par le Groupe permanent réacteurs (GPR) lors de huit réunions qui se sont tenues de juin 2007 à juin 2008. Les principes de la Convention ont été appliqués à la sûreté de cette installation dès sa conception.

L'ensemble du processus a conduit à la présentation du projet de décret de création du réacteur à la Commission consultative des INB le 16 mars 2009. Le décret de création du RJH été signé par le Premier ministre le 12 octobre 2009 (décret n° 2009-1219).

Les travaux de génie civil se poursuivent et la mise en service du réacteur est actuellement programmée pour 2016.

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 Annexe 1.

A 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

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

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 2010-2012 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 :

Événement significatif pour la sûreté générique déclaré le 16 février 2011 concernant les groupes électrogènes de secours à moteur Diesel du palier 900MWe

Le 22 octobre 2010, un essai périodique effectué à la centrale du Blayais a fait apparaître la défaillance d'un groupe électrogène de secours. L'analyse engagée a mis en évidence une dégradation plus rapide que prévue des coussinets de bielles, composants mécaniques destinés à limiter les frictions entre les pièces mobiles des moteurs Diesel.

Sur les centrales nucléaires françaises, 27 groupes électrogènes sont équipés de coussinets du même type, susceptibles de présenter le même défaut.

Le plan d'actions correctives présenté par EDF comporte l'installation de coussinets neufs, la mise en œuvre d'une nouvelle procédure d'exploitation des groupes électrogènes concernés et la mise en place d'une surveillance et d'une maintenance renforcées.

Dans le cadre de la recherche des causes profondes de cette anomalie demandée par l'ASN, EDF a procédé à des analyses et des expertises conjointement avec les fabricants des groupes électrogènes et des coussinets impactés. Celles-ci ont permis d'identifier des surépaisseurs ponctuelles de la couche de surface des coussinets perturbant l'écoulement de l'huile de refroidissement et générant localement des températures excessives.

Afin de traiter cette anomalie, EDF a fait développer un nouveau type de coussinet de bielle intégrant des modifications géométriques facilitant son refroidissement. L'ASN a donné son accord début 2013 sur le déploiement de cette modification.

Sur tous les sites d'EDF, autres que celui du Tricastin, où sont présents des coussinets de ce type (Blayais, Bugey, Chinon, Cruas, Dampierre, Gravelines et Saint-Laurent), chaque réacteur dispose d'au moins un groupe électrogène, en propre ou sur le site, équipé de coussinets d'une autre marque, ne présentant pas ce défaut. L'anomalie a donc été classée par l'ASN sur ces sites au niveau 1 de l'échelle INES. En revanche, l'anomalie a été classée par l'ASN comme incident de niveau 2 de l'échelle INES sur les réacteurs 3 et 4 du site du Tricastin, car les deux groupes électrogènes, ainsi que le groupe électrogène supplémentaire commun à l'ensemble des réacteurs du site, sont équipés de coussinets sensibles.

Événement significatif pour la sûreté déclaré le 18 janvier 2012 concernant les tuyauteries de refroidissement des piscines d'entreposage de combustible irradié de la centrale de Cattenom

Le 18 janvier 2012, EDF a déclaré à l'ASN l'absence d'un orifice « casse-siphon » sur les tuyauteries de refroidissement des piscines d'entreposage de déchets ou de combustible irradié des réacteurs 2 et 3 de la centrale de Cattenom. Cet événement significatif pour la sûreté, détecté lors d'un contrôle interne, a été classé au niveau 2 de l'échelle INES.

A la suite de l'analyse de cet événement, l'ASN a demandé à EDF de réaliser une vérification systématique de la présence des « casse-siphon » sur l'ensemble des piscines d'entreposage de combustible irradié des réacteurs en exploitation.

Ces vérifications ont mis en évidence, sur les réacteurs du palier 1300 MWe - P'4, que les « casse-siphon » aménagés sur les tuyauteries des piscines de Belleville 1 et Golfech 1 présentaient

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

respectivement des diamètres de 15 et 17 mm, pour un diamètre attendu de 20 mm ; ces « casse-siphon » ont été remis en conformité. Pour les tuyauteries des piscines de Nogent 1 et de Penly 2, EDF a justifié que les diamètres des casse-siphon mesurés entre 19 et 20 mm étaient suffisants pour que ces derniers remplissent leur rôle en situation incidentelle.

Pour le palier 1300 MWe - P4, la conception de ces systèmes est différente : elle prévoyait en effet dès l'origine des diamètres inférieurs, de l'ordre de 10 mm. Les diamètres mesurés sur les réacteurs concernés sont conformes à cette exigence de conception.

Par ailleurs, afin de renforcer la robustesse des installations pour des situations qui n'ont pas été envisagées à la conception (par ex., la rupture complète d'une tuyauterie), l'ASN a demandé à EDF, dans le cadre des réexamens de sûreté en cours, de prévoir une modification des « casse-siphon » pour en accroître les dimensions. La réalisation de cette modification a débuté en 2011. À la suite des évaluations complémentaires de sûreté menées après l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, l'ASN a imposé à EDF d'accélérer sa réalisation pour garantir une mise en œuvre sur l'ensemble des réacteurs de tous paliers en mars 2014 au plus tard.

Événement significatif pour la sûreté du 5 avril 2012 relatif à l'arrêt automatique du réacteur n°2 de Penly et aux fuites au joint n°1 d'une pompe primaire du réacteur n°2

Le 5 avril 2012, un arrêt automatique du réacteur n° 2 s'est produit après l'arrêt de la pompe primaire n° 1 et l'apparition de plusieurs alarmes en salle de commande. Plus tard dans la journée, alors que les opérateurs d'EDF suivaient les consignes à appliquer en cas d'incident, une valeur anormalement élevée du débit de fuite collectée au joint n° 1 de cette pompe est identifiée. Cette situation a conduit EDF à appliquer les procédures de conduite en cas d'incident pour amener le réacteur dans l'état dit « d'arrêt à froid ».

Le réacteur a atteint un état d'arrêt stable le 6 avril matin. L'ASN a immédiatement lancé les actions qui peuvent être réparties selon les trois phases suivantes :

- sur le court terme, l'ASN a gréé son organisation de crise et s'est assurée que l'événement ne requerrait pas la mise en place de mesure particulière de protection des populations ;
- sur le moyen terme, l'ASN a conduit les contrôles nécessaires à la compréhension de l'incident et à l'identification des éventuelles difficultés rencontrées par l'exploitant dans leur gestion. C'est dans ce cadre que l'ASN a notamment réalisé six inspections et exprimé les demandes qui appelaient des actions de l'exploitant avant le redémarrage du réacteur ;
- à plus long terme, l'ASN a engagé une analyse détaillée de l'incident pour identifier les éventuelles améliorations qu'il conviendrait d'apporter, de manière générique, aux installations, aux organisations et aux procédures de conduite pour éviter le renouvellement d'incidents analogues.

Cet incident a conduit à anticiper et à prolonger l'arrêt programmé du réacteur jusqu'au 3 août pour effectuer des opérations importantes de maintenance et de remise en conformité. Au vu des résultats des travaux et expertises menés au cours de l'arrêt du réacteur, l'ASN a autorisé le redémarrage du réacteur n°2 de Penly. En complément, l'ASN a demandé à l'exploitant de mettre en place une surveillance spécifique pendant le prochain cycle de fonctionnement, portant en particulier sur le circuit de lubrification de la pompe primaire, et des éléments d'expertise complémentaire sur des équipements démontés à la suite de l'événement.

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

6.3 La 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.

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

6.3.1 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

6.3.1.1 Les réexamens de sûreté

Sur la période 2007-2012, les principaux projets ont concerné les réacteurs de 900 MWe (déploiement des modifications VD3), les réacteurs de 1300 MWe (déploiement des modifications VD2 et préparation des VD3) et les 4 réacteurs du palier N4 (déploiement des modifications VD1).

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

Dans le cadre de la préparation des troisièmes visites décennales des réacteurs (VD3) de 900 MWe, l'ASN a demandé à EDF de présenter, pour chacun des réacteurs concernés, un point précis de l'état du vieillissement et de lui démontrer la possibilité d'en continuer l'exploitation au-delà de trente ans dans des conditions satisfaisantes de sûreté. EDF a élaboré un programme de travail relatif à la gestion du vieillissement des réacteurs de 900 MWe.

Parmi les principales évolutions consécutives à la prise en compte du référentiel de sûreté VD3 900MWe, on peut citer :

- renforcement de la tenue sismique ; les travaux concernent principalement le site du Bugey ;
- 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 ;
- renforcement de la robustesse des sites par rapport aux agressions externes d'origine naturelle, essentiellement par une amélioration de la fiabilité des Diesel sur le long terme ;
- prise en compte des risques de vidange rapide des piscines d'entreposage du combustible usé. Les modifications qui seront mises en œuvre ont pour objectif d'augmenter le délai disponible pour l'opérateur pour la remise 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 ;
- 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'accidents graves générés par une situation de perte des alimentations électriques ;
- améliorer les performances du réacteur et répondre à l'obsolescence des matériels de contrôle-commande pour la rénovation de certains matériels ne pouvant atteindre les 40 ans.

Tricastin 1

Par décision du 27 mai 2011, l'ASN a fixé à EDF trente-deux prescriptions complémentaires applicables au réacteur n°1 de Tricastin à l'issue de sa troisième visite décennale.

Ces nouvelles prescriptions couvrent la totalité des opérations d'exploitation et renforcent notamment le niveau d'exigence applicable en matière de protection du site vis-à-vis des risques d'agressions externes d'origine naturelle (inondation, séisme, incendie). A titre d'exemple :

- une prescription porte sur la réalisation avant fin 2014 de protection du site vis-à-vis du risque d'inondation d'origine externe ;
- une prescription concerne le nombre et la disposition des recombineurs d'hydrogène installés dans le bâtiment réacteur ;
- cinq prescriptions renforçant les exigences applicables en matière de séisme ;
- trois prescriptions concernent la capacité, la sûreté et l'efficacité en situation accidentelle du système de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible usé du réacteur ;
- deux prescriptions imposent, entre 2013 et 2015, un nouveau contrôle de la zone de la cuve dont les défauts sont connus et surveillés, ainsi que la mise en place d'un dispositif de réchauffage de l'eau du circuit de refroidissement de sécurité pour limiter l'ampleur des sollicitations thermiques auxquelles la cuve pourrait être soumise en cas d'accident.

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

Ces prescriptions ont été fixées sans préjudice des conclusions des ECS, conduites à la suite de l'accident survenu sur la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.

Fessenheim 1

Par décision du 4 juillet 2011, l'ASN a fixé quarante prescriptions complémentaires au réacteur n°1 de Fessenheim à l'issue de sa troisième visite décennale. Parmi ces prescriptions, on peut retenir les deux principales figurant ci-dessous :

- renforcer le radier du réacteur avant le 30 juin 2013, afin d'augmenter sa résistance au corium en cas d'accident grave avec percement de la cuve. Après examen du dossier déposé par EDF, l'ASN a donné le 18 décembre 2012 son accord pour qu'EDF procède à la mise en œuvre de la modification proposée sous réserve du respect de conditions complémentaires visant à assurer d'une part la radioprotection des personnels effectuant les travaux, et d'autre part l'atteinte des objectifs de sûreté fixés. La modification vise à augmenter à la fois l'épaisseur et la surface de la zone d'étalement du corium en cas d'accident grave avec percement de la cuve. Le renforcement du radier a été réalisé sans aléa lors de l'arrêt de réacteur du printemps 2013.
- installer avant le 31 décembre 2012 des dispositions techniques de secours permettant d'évacuer durablement la puissance résiduelle en cas de perte de la source froide. Les travaux ont été achevés fin 2012.

Bugey 2

Par avis du 10 juillet 2012, l'ASN a conclu son analyse des résultats du troisième réexamen de sûreté de ce réacteur. Il tient compte également des premiers enseignements de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi et des conclusions des ECS.

En application de la réglementation en vigueur, l'ASN a imposé de nouvelles prescriptions complémentaires visant à renforcer la sûreté du réacteur n°2 de la centrale nucléaire du Bugey. Ces prescriptions intègrent notamment des exigences applicables à des installations présentant des objectifs et des pratiques de sûreté plus récents.

Fessenheim 2

Par décision du 23 avril 2013, l'ASN a imposé à EDF des nouvelles prescriptions après le troisième réexamen de sûreté du réacteur 2 de la centrale nucléaire de Fessenheim, comme elle l'avait fait en 2011 pour le réacteur 1. Ayant fixé ces prescriptions, l'ASN n'a pas d'objection à la poursuite de l'exploitation du réacteur 2 de la centrale de Fessenheim au-delà de son troisième réexamen décennal.

Comme elle l'avait fait pour le réacteur 1 dans sa décision du 4 juillet 2011, l'ASN a ainsi prescrit un renforcement de la sûreté du réacteur 2 par l'augmentation de la résistance de son radier au corium en cas d'accident grave avec percement de la cuve, ainsi que la mise en place d'un appoint ultime (refroidissement de secours) : ces deux chantiers doivent être achevés d'ici au 31 décembre 2013 pour le réacteur 2. D'une manière générale, la conception identique des deux réacteurs situés sur le même site a conduit à imposer au réacteur 2 des prescriptions semblables à celles du réacteur 1. La décision de l'ASN intègre également quelques prescriptions spécifiques au réacteur 2, liées à des écarts ou modifications ponctuels.

6.3.1.1.2 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 de sûreté seront intégrées d'ici 2014 à l'occasion des deuxièmes visites décennales. Parmi les modifications les plus notables, on peut citer :

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

- 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 bache d'alimentation en eau des générateurs de vapeur ;
- amélioration de la mise en service des pompes des circuits d'injection de sécurité et aspersion 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.

Fin 2012, 17 VD2 1300 (sur 20) ont été réalisées, la fin du déploiement est prévue pour fin 2014.

6.3.1.1.3 Premières visites décennales des réacteurs du palier N4

L'ASN s'est prononcée en 2008 sur les orientations du premier réexamen de sûreté 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 de sûreté est axé sur une mise en conformité du palier vis-à-vis des évolutions de référentiel survenues depuis le couplage des réacteurs et non intégrées au rapport de sûreté initial. Les conclusions des réexamens de sûreté 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).

Les deux derniers réacteurs, les réacteurs n°1 et n°2 de Civaux ont intégré les modifications issues de ce réexamen en 2012. L'ASN se prononcera auprès du ministre en charge de la sûreté nucléaire sur la poursuite de fonctionnement des deux réacteurs après examen du rapport de conclusions remis par EDF.

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

L'ASN a défini en 2011 les orientations du réexamen de sûreté associées aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe.

Elles 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 ;

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

- 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.

Ce réexamen de sûreté devra prendre en considération les études en cours, notamment les conclusions des ECS.

Le réacteur n°2 de Paluel est prévu pour être le premier à effectuer sa troisième visite décennale, en 2015. L'ASN veille à ce que ce réexamen de sûreté, qui est le premier dont la préparation est postérieure à la loi TSN, réponde aux exigences de la loi.

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

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

6.3.1.2.1 Protection contre les agressions externes d'origine climatique

Inondation

A 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)¹³ ;
- 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 de crise locale et nationale.

Les ECS ont montré que la réévaluation réalisée avait permis de donner aux installations un haut niveau de protection contre le risque d'inondation. Toutefois, certaines dispositions permettant de satisfaire ces exigences ne sont pas encore toutes mises en œuvre. L'ASN a imposé à EDF d'achever l'ensemble de ces travaux avant fin 2014.

Source froide

Les événements de colmatage ou de perte partielle de la source froide, à Cruas et à Fessenheim en décembre 2009 notamment, ont montré sa vulnérabilité et ont conduit EDF à engager un plan d'actions pour en renforcer la robustesse. EDF a engagé 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

¹³ 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 millénaire pour les sites fluviaux, majorés de 15 %, et un coefficient de marée de 120 couplé à un vent de 120 km/h pour les sites côtiers.

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

conception détaille les recommandations faites au titre de la sûreté pour lever les points de fragilité décelés.

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 les conditions des rejets thermiques autorisés.

En 2003 et 2004, EDF a engagé des actions correctives à court terme : procédures d'alerte et de conduite adaptées, organisations de crise locale et nationale complétées par des dispositions matérielles telles que l'utilisation de groupes froids complémentaires et renforcement de la capacité d'échange des sources froides de sûreté des sites les plus sensibles.

Depuis, la robustesse des réacteurs vis-à-vis des conditions de températures élevées a également 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.

L'échéancier d'études et de déploiement des modifications sur les différents paliers est le suivant :

- Palier 900 MWe - CPY : les dispositions de protection complémentaires ont été définies, dont certaines sont en cours de déploiement ;
- Palier 900 MWe - CP0 : le déploiement des dispositions de protection complémentaires prévu à partir de 2015. La possibilité d'anticiper certaines dispositions est examinée en parallèle ;
- Paliers 1300 et N4 : les études sont achevées pour le palier 1300 MWe et sont en cours pour le palier N4 avec l'objectif de déployer les dispositions de protection complémentaires au rythme des VD3 1300 MWe et VD2 1450 MWe. La possibilité d'anticiper certaines dispositions est examinée en parallèle.

Pendant la période transitoire qui précède la mise en œuvre de ces dispositions complémentaires, des mesures ont été prises pour renforcer la robustesse des installations vis-à-vis de la canicule.

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. À l'issue des contrôles, les tubes présentant des dégradations trop importantes sont bouchés pour être mis hors service. De plus, pour empêcher ou minimiser les effets de dépôts à la suite de l'accumulation du fer contenu dans le circuit d'eau alimentaire du secondaire des centrales nucléaires, un nettoyage chimique ou mécanique (curatif ou préventif) est réalisé sur les tranches concernées par le phénomène de colmatage.

Depuis les années 1990, EDF mène également un programme de remplacement des générateurs de vapeur (RGV), réalisé lors des visites décennales des réacteurs. Ce programme porte sur 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. En mai 2009, EDF a mis en évidence, lors des contrôles du

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

GV n°1 du réacteur du Bugey 3, la présence de fissures de caractéristiques nouvelles et d'un défaut important qui n'a été identifié que lors de l'extraction du tube pour expertise. Le phénomène en cause est la corrosion du tube au niveau des plaques entretoises. EDF a décidé, après plusieurs mois d'expertises et d'instruction, d'anticiper le remplacement des générateurs de vapeur de Bugey 3.

La campagne de remplacement des GV du palier 900 MWe s'achèvera en 2014. Elle se poursuivra par les RGV des réacteurs de 900 et 1300 MWe dont le faisceau tubulaire est en inconel traité thermiquement, qui présentent une sensibilité moindre mais qui restent sujets à des phénomènes de fissuration en pied de tubes.

Les RGV sur les paliers 900 et 1300 MWe seront réalisés au plus tard lors de la quatrième visite décennale. Ils débiteront respectivement par celui de Cruas 4 en 2014 et celui de Paluel 2 en 2015.

Une inspection est systématiquement réalisée par l'ASN à l'occasion de chacun 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 évaluations complémentaires de sûreté (ECS)

A l'issue des ECS des installations nucléaires prioritaires (Cf. § 14.2 pour le détail de la démarche), l'ASN considère que les installations nucléaires examinées présentent un niveau de sûreté suffisant pour qu'elle ne demande l'arrêt immédiat d'aucune d'entre elles. Cette démarche a également concerné le réacteur n°3 de Flamanville de type EPR en cours de construction.

La poursuite de leur exploitation nécessite toutefois d'augmenter dans les meilleurs délais, au-delà des marges de sûreté dont elles disposent déjà, leur robustesse face à des situations extrêmes. L'ASN impose donc aux exploitants un ensemble de mesures devant permettre de doter les installations de moyens leur permettant de faire face :

- à un cumul de phénomènes naturels d'ampleur exceptionnelle et surpassant les phénomènes retenus lors de la conception ou du réexamen de sûreté des installations,
- à des situations d'accidents graves consécutives à la perte prolongée des sources électriques ou du refroidissement et pouvant affecter l'ensemble des installations d'un même site.

Le 26 juin 2012, l'ASN a ainsi pris des décisions fixant chacune une trentaine de prescriptions complémentaires pour chaque centrale électronucléaire. Ces mesures vont conduire à un renforcement significatif des marges de sûreté des installations au-delà de leur dimensionnement et imposent ainsi aux exploitants des travaux considérables impliquant notamment un investissement particulier en matière de ressources humaines et de compétences. Les travaux ont débuté et s'étendront sur plusieurs années. Pour les mesures les plus complexes, dont les échéances sont les plus lointaines, les décisions imposent des mesures transitoires.

Les principales nouvelles mesures sont :

- Prescription ECS-01 : la mise en place, pour toutes les installations, d'un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles permettant de maîtriser les fonctions fondamentales de sûreté dans des situations extrêmes. L'objectif est de prévenir un accident grave, de limiter les rejets radioactifs massifs dans un scénario d'accident qui n'aurait pas pu être maîtrisé et de permettre à l'exploitant d'assurer, même dans des situations extrêmes, les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise¹⁴. Les matériels qui feront partie de ce

¹⁴ Cf. Prescription [ECS-01] relative au noyau dur. L'exploitant doit en particulier fixer des exigences relatives :

- aux locaux de gestion des situations d'urgence, pour qu'ils offrent une grande résistance aux agressions et qu'ils restent accessibles et habitables en permanence et pendant des crises de longue durée, y compris en cas de rejets radioactifs. Ces locaux devront permettre aux équipes de crise d'assurer le diagnostic de l'état des installations et le pilotage des moyens du noyau dur ;
- à la disponibilité et à l'opérabilité des moyens mobiles indispensables à la gestion de crise ;

--- suite en page 38 ---

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

noyau dur devront être conçus pour résister à des événements majeurs (séisme, inondation...), d'ampleur très supérieure à ceux qui sont pris en compte pour déterminer le niveau de résistance des installations, même s'ils ne sont pas considérés comme plausibles. En outre, ces matériels devront être protégés des agressions internes et externes induites par ces situations extrêmes comme par exemple les chutes de charges, chocs provenant d'autres composants et structures, incendie, explosion. Pour les centrales nucléaires d'EDF, le « noyau dur » devra comprendre un Diesel d'ultime secours « bunkerisé » supplémentaire pour chaque réacteur, un dispositif d'alimentation de secours en eau diversifié, ainsi qu'un centre de gestion de crise résistant à la survenue d'un événement de grande ampleur touchant plusieurs installations.

Les exploitants ont transmis à l'ASN en 2012, le contenu et les spécifications du « noyau dur » de chaque installation. Le Groupe permanent réacteur s'est réuni le 13 décembre 2012 pour se prononcer sur :

- les objectifs associés au noyau dur et à son périmètre fonctionnel,
- les initiateurs considérés pour la définition du noyau dur et de leurs niveaux,
- les choix retenus pour la prise en compte des événements induits par ces initiateurs sur l'installation et le noyau dur,
- les conditions de mise en œuvre du noyau dur, notamment les états de l'installation permettant son utilisation,
- les exigences associées aux équipements du noyau dur,
- les méthodes et critères retenus pour démontrer l'atteinte des exigences,
- la prise en compte des facteurs organisations et humains pour la mise en œuvre des dispositions du noyau dur,
- les dispositions de gestion de crise prévues pour répondre aux exigences du noyau dur.

L'ASN prendra position sur ces sujets en 2013.

- Prescription technique ECS-36 : la mise en place progressive, à partir de 2012, de la « Force d'action rapide nucléaire » (FARN) proposée par EDF (cf. § 16.3.1.2), dispositif national d'intervention interne à l'exploitant rassemblant des équipes spécialisées et des matériels¹⁵, pouvant assurer la relève des équipes d'un site accidenté et mettre en œuvre des moyens complémentaires d'intervention d'urgence en moins de 24 heures avec un début des opérations sur site dans un délai de 12h après leur mobilisation. Ce dispositif pourra être commun à plusieurs sites nucléaires de l'exploitant.

Les modifications des installations envisagées par EDF pour raccorder des moyens mobiles de secours acheminés par la FARN feront l'objet d'un examen particulier par l'ASN et l'IRSN. En

-
- aux moyens de communication indispensables à la gestion de crise, comprenant notamment les moyens d'alerte et d'information des équipiers de crise et des pouvoirs publics et, s'ils s'avéraient nécessaires, les dispositifs d'alerte des populations en cas de déclenchement du plan particulier d'intervention en phase réflexe sur délégation du préfet;
 - à la disponibilité des paramètres permettant de diagnostiquer l'état de l'installation, ainsi que des mesures météorologiques et environnementales (radiologique et chimique, à l'intérieur et à l'extérieur des locaux de gestion des situations d'urgence) permettant d'évaluer et de prévoir l'impact radiologique sur les travailleurs et les populations ;
 - aux moyens de dosimétrie opérationnelle, aux instruments de mesure pour la radioprotection et aux moyens de protection individuelle et collective. Ces moyens seront disponibles en quantité suffisante.

¹⁵ Ces équipes doivent être dimensionnées pour intervenir sur l'ensemble des réacteurs du site et disposer d'outils de mesures pouvant être déployés à leur arrivée. L'exploitant précisera l'organisation et le dimensionnement de ces équipes, et notamment les critères d'activation, les missions qui leur incombent, les moyens matériels et humains dont elles disposent, les équipements de protection individuelle, le système mis en place pour assurer la maintenance de ces moyens matériels ainsi que leur opérabilité et disponibilité permanentes et les formations de leurs personnels et le processus de maintien des compétences.

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

2012, l'ASN a ainsi délivré un accord pour la création de piquages sur certains circuits. L'examen des modifications envisagées par EDF se poursuivra en 2013.

Le dispositif est partiellement opérationnel (pour intervenir sur un réacteur pour intervenir sur un réacteur de l'un quelconque des sites) depuis fin 2012 et sera complètement opérationnel fin 2015 (Gravelines - pour 6 tranches).

- Prescription ECS-15 et prescription ECS-22: pour les piscines d'entreposage de combustible des différentes installations, la mise en place de dispositions renforcées visant à réduire les risques de dénoyage du combustible (cf. § 18.3.2.2 et § 19.4.2).
- Prescription ECS-27 : des études de faisabilité en vue de la mise en place de dispositifs techniques, de type enceinte géotechnique ou d'effet équivalent, visant à protéger les eaux souterraines et superficielles en cas d'accident grave.

Fin 2012, EDF a transmis l'étude de faisabilité pour la mise en place de dispositifs techniques visant à s'opposer au transfert de contamination radioactive vers les eaux souterraines en cas d'accident grave ayant conduit au percement de la cuve par le corium. Cette étude est en cours d'examen.

Enfin, sur la base du retour d'expérience approfondi de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, l'ASN réexaminera les référentiels de sûreté des installations nucléaires, en particulier sur les aspects « séisme » et « risques liés aux autres activités industrielles ». En avril 2013, l'ASN a en outre publié un guide relatif à la protection des installations nucléaires contre les inondations externes détaillant les recommandations visant à évaluer et à quantifier les risques d'inondation externe de ces installations, et à définir les moyens de protection adaptés pour y faire face.

6.3.1.4 Mesures prises à la suite de la campagne d'inspection ciblées réalisées dans le cadre du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi

Inspections ciblées réalisées en 2011 dans le cadre du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi

Ces inspections, menées en 2011 dans les centrales électronucléaires, 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.

Les thèmes abordés lors de ces inspections ont été les suivants :

- la protection contre les agressions externes, en particulier la résistance au séisme et la protection contre les inondations,
- la perte des sources de refroidissement,
- la perte des alimentations électriques,
- la gestion opérationnelle des situations d'urgence radiologique.

Les principales actions qu'EDF a dû mettre en œuvre sont résumées ci-dessous.

1. Séisme (cf. § 17.2.1 et § 17.4.1.1.1) : les inspections ont montré qu'il existe des lacunes sur plusieurs sites et que des progrès doivent être globalement réalisés sur l'ensemble des sites. Il importe de réaliser des exercices simulant un séisme conduisant à mettre en œuvre les procédures prévues et préparer le personnel à ce type de situation. De plus, la problématique « séisme événement » doit être mieux prise en compte dans les procédures et dans l'exploitation quotidienne des tranches. Enfin, EDF devra veiller au respect de la RFS I.3.b relative à l'instrumentation sismique, notamment pour ce qui concerne la connaissance du matériel par les agents, son entretien et son étalonnage. Globalement, ce sujet doit faire l'objet d'une vigilance permanente d'EDF afin d'éviter que les enjeux associés à cette agression soient perdus de vue dans l'exploitation quotidienne des réacteurs.

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

2. Inondation (cf. § 17.2.2 et § 17.4.1.1.2) : les conclusions issues des inspections sont mitigées et variées suivant les sites. L'organisation mise en place, pour gérer le risque d'inondation, répond de manière satisfaisante aux exigences réglementaires. Cependant, la gestion de la protection volumétrique doit être améliorée sur plusieurs sites. En outre, EDF devra définir et mettre en œuvre des exercices permettant de tester les matériels et les équipes pour ce type de situation et prendre en compte le retour d'expérience de ces exercices. Enfin, des progrès devront être faits pour améliorer la rigueur dans la déclinaison sur les sites des règles particulières de conduite en cas d'inondation, le suivi des paramètres météorologiques, de crue et de marée, le planning de réalisation des travaux décidés dans le cadre du retour d'expérience de l'inondation partielle du site du Blayais en 1999 et la gestion des moyens mobiles de pompage.

3. Source froide (cf. § 18.3.2.2) : les événements récents de colmatage ou de perte partielle de la source froide, à Cruas et à Fessenheim en décembre 2009 notamment, ont montré sa vulnérabilité et ont conduit EDF à engager un plan d'actions pour en renforcer la robustesse. EDF a engagé une revue de conception de l'ensemble des sources froides dont les conclusions détaillées site par site ont été transmises en 2012. Les inspections conduites en 2011 ont montré que l'état général des installations était correct mais qu'un certain nombre d'écarts subsistent sur certains sites. La rigueur d'exploitation et de maintenance, la surveillance de l'état des matériels et des ouvrages, et la déclinaison exhaustive des directives nationales sont en règle générale des axes d'amélioration pour de nombreux sites. Dans de nombreux sites, la maintenance du circuit d'eau brute secourue doit être améliorée.

4. Alimentations électriques (cf. § 18.3.2.2) : la situation demeure globalement satisfaisante mais perfectible, notamment à propos de la rigueur apportée aux documents d'exploitation et de maintenance, de l'état physique de certains matériels liés à l'entreposage de fioul, de la gestion des fluides nécessaires aux groupes électrogènes, des contrôles périodiques associés aux turbines à combustion sur certains sites.

5. Gestion des situations accidentelles (cf. §16) : la conduite en situation accidentelle peut être améliorée. L'organisation des sites dans le cadre du PUI (cf. § 16.1.3) est satisfaisante. L'ASN considère qu'EDF devra améliorer la gestion des locaux de repli et certaines conventions passées avec des organismes extérieurs.

Inspections réalisées en 2012 afin de vérifier la prise en compte des demandes issues de celles réalisées en 2011 (inspections de récolement)

L'impression générale issue des inspections de récolement est positive. L'organisation définie et mise en place par EDF pour répondre aux demandes d'actions correctives suite aux inspections ciblées de 2011 est globalement satisfaisante (séisme, inondation, source froide, alimentation électrique et gestion accidentelle). La majorité des actions à mener pour traiter les engagements ou actions de progrès ont été soldées ou sont clairement engagées.

Il subsiste toutefois certains points pour lesquels des compléments sont attendus ou qui feront l'objet de la vigilance de l'ASN, notamment ceux liés à des processus longs ou qui nécessitent une attention continue : gestion du risque sismique lors des chantiers de maintenance, maintien dans le temps de la compétence des agents vis-à-vis de risques particuliers, qualité du référentiel documentaire opérationnel.

L'ASN note que l'exploitant a bien identifié les enjeux liés à la source froide et à l'étanchéité des locaux abritant des fonctions classées de sûreté, notamment la protection volumétrique. Des actions correctives ont été engagées sur les sites en retrait.

Quelques points faibles ont été relevés sur plusieurs sites. Ainsi, la gestion des matériels mobiles de sûreté et la déclinaison du référentiel interne de l'exploitant restent à améliorer sur une grande partie des sites. En particulier pour le site de Dampierre, la gestion de ces matériels a été jugée perfectible dans son ensemble. La formalisation et le suivi des formations sont à améliorer sur quelques sites.

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

Enfin, les locaux de repli de certains sites ont fait l'objet de demandes complémentaires relatives à leur organisation ou leur implantation.

6.3.2 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

6.3.2.1 Les réacteurs du CEA

Les réexamens de sûreté

Les réévaluations de sûreté ont concerné les maquettes critiques Eole et Minerve. Les dispositions du guide ASN (2005), relatif aux attentes en termes de responsabilité, de contenu et de planification, ont été mises en œuvre.

L'ensemble des éléments ayant été transmis, l'instruction du réexamen de sûreté des installations Eole et Minerve pourra être conclue en 2013.

Le réexamen du réacteur Orphée a fait l'objet de deux réunions du GPR, les 9 septembre et 7 octobre 2010. A la suite du deuxième réexamen de sûreté, le CEA a engagé un plan d'action. En particulier, le CEA a initié le remplacement de dispositifs soumis à irradiation. L'ASN suit régulièrement l'avancement de ces actions.

Les évaluations complémentaires de sûreté

Les installations du CEA ont fait l'objet d'ECS (Cf. § 14.2 pour le détail de la démarche), suite à l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi. Un premier lot a concerné 5 installations prioritaires du CEA, dont 4 réacteurs : Osiris, Jules Horowitz, Masurca et Phénix. Un deuxième lot porte sur 9 installations (dont les réacteurs Cabri, Rapsodie et Orphée) et 2 centres du CEA.

A l'issue des ECS des installations nucléaires prioritaires, l'ASN considère que les réacteurs de recherche examinés présentent 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, l'ASN a ainsi pris des décisions fixant des prescriptions complémentaires pour chaque INB prioritaire. 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.

Ces nouvelles exigences correspondent à des travaux considérables et à des investissements massifs, qui ont commencé dès 2012 et s'étaleront sur plusieurs années.

Pour le RJH, l'ASN a également fixé des prescriptions complémentaires au vu des conclusions des ECS par ses décisions du 26 juin 2012. 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 pouvaient être mises en œuvre, relativement

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

facilement, compte tenu de la phase de construction. En septembre 2012, le CEA a proposé son « noyau dur » pour le RJH ; l'instruction est actuellement en cours.

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 sera examinée par l'ASN en 2013.

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 de sûreté

La dernière réévaluation de sûreté s'est déroulée en 2007 suite à 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.

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. Ce circuit de re-noyage ultime vise à garantir la maîtrise de l'inventaire en eau pour le refroidissement du cœur.

Les évaluations complémentaires de sûreté

Entre 2012 et 2016, l'ILL va poursuivre le renforcement de sa défense en profondeur avec la réalisation des travaux définis suite à l'évaluation complémentaire de sûreté post-Fukushima et ainsi constituer un « noyau dur » d'équipements de sauvegarde. En particulier :

- un circuit de dégonflage sismique permettra de garantir l'absence de toute fuite directe, et donc de rejet non filtré ;
- un circuit d'eau de nappe pour garantira l'inventaire en eau sur le long terme ;
- un poste de commandement de secours permettra le contrôle de l'installation et le pilotage des circuits de sauvegarde même après rupture de l'ensemble des barrages situés en amont et après un séisme très supérieur au séisme de dimensionnement ;
- la mise en place de locaux de gestion de crise lors de l'arrêt d'hiver 2013-2014 et de plusieurs nouveaux circuits permettant un refroidissement ultime et la limitation des rejets radioactifs.

6.4 Poursuite d'exploitation des réacteurs

6.4.1 Les réacteurs électronucléaires

6.4.1.1 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 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 doit donc être révisée périodiquement, en particulier pour les cuves des réacteurs de 900 et 1300 MWe qui présentent des défauts, non évolutifs, dus à la fabrication.

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

- un programme de contrôle de l'irradiation : des éprouvettes réalisées dans le même métal que la cuve ont été placées à l'intérieur de celle-ci et sont utilisées pour réaliser des essais mécaniques.

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

- des contrôles périodiques permettent 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 pendant 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 recontrôle 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 St 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 se prépare à l'instruction du dossier relatif à la tenue en service des cuves des réacteurs de 1300 MWe au-delà de leurs troisièmes visites décennales.

6.4.1.2 Poursuite d'exploitation des réacteurs de 900 MWe après 30 ans de fonctionnement

Le 1^{er} juillet 2009, l'ASN a estimé que les conclusions des études génériques réalisées par EDF dans le cadre de la poursuite de fonctionnement des réacteurs électronucléaires de 900 MWe jusqu'à 40 ans étaient satisfaisantes. Cette position générique a été et sera complétée par une position de l'ASN réacteur par réacteur à l'issue de leurs troisièmes visites décennales.

Les dernières exigences fixées par l'ASN tiennent compte également des premiers enseignements de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi et des conclusions des ECS (Cf. § 6 et § 17.4.1.1, § 18 et § 19)

L'ASN a considéré que les réacteurs de Tricastin 1, Fessenheim 1 et 2, ainsi que de Bugey 2 et 4 étaient aptes à continuer de fonctionner au-delà de leur troisième réexamen décennal de sûreté (Cf. § 14.2.4.1.2).

De même, l'ASN a considéré, après le bilan du troisième réexamen de sûreté du réacteur 2 de Fessenheim et les contrôles réalisés par ses équipes, qu'il est nécessaire d'encadrer les actions de l'exploitant par des prescriptions supplémentaires. L'ASN a donc imposé plusieurs prescriptions à EDF. Ayant fixé ces prescriptions, l'ASN n'a pas d'objection à la poursuite de l'exploitation du réacteur 2 de la centrale de Fessenheim au-delà de son troisième réexamen décennal.

Par ailleurs, l'ASN prendra position, courant 2013, sur l'aptitude à la poursuite de fonctionnement du réacteur n°1 de Dampierre, dont la troisième visite décennale s'est terminée en mars 2012.

6.4.1.3 Poursuite d'exploitation des autres paliers

Palier 1300 MWe

Après les réacteurs de Penly 1 et Cattenom 3 en 2011, le réacteur de Golfech 1 a intégré en 2012 les améliorations issues du réexamen de sûreté dans le cadre de sa deuxième visite décennale. L'ASN a par ailleurs analysé les conclusions des réexamens de sûreté des réacteurs n°1 et n°2 de Saint-Alban et du réacteur n°2 de Cattenom et a fixé des prescriptions complémentaires visant à conforter la sûreté de ces sites.

Palier N4

Après le réacteur n°1 de Civaux en 2011, le réacteur n°2 de Civaux a intégré en 2012 les modifications issues du réexamen de sûreté dans le cadre de sa première visite décennale. Comme pour les

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

réacteurs de 900 et de 1300 MWe, l'ASN se prononcera en 2013 sur la poursuite de fonctionnement de chacun des réacteurs après examen des rapports de conclusions remis par EDF.

6.4.1.4 Poursuite d'exploitation des réacteurs au-delà de 40 ans

En 2009, EDF a émis le souhait d'étendre la durée de fonctionnement de ses réacteurs au-delà de 40 ans. En France, la durée de fonctionnement d'un réacteur n'est pas limitée dans le temps réglementairement, mais son aptitude à la poursuite de fonctionnement doit être périodiquement réexaminée et la sûreté réévaluée. A ce titre, l'exploitation d'un réacteur au-delà de 40 ans constitue une étape significative. En 2010, l'ASN a demandé, en particulier, que les études de réévaluation de sûreté et les objectifs radiologiques associés soient considérés au regard des objectifs de sûreté applicables aux nouveaux réacteurs, tels l'EPR, conformément à la position retenue par l'association WENRA des responsables des Autorités de sûreté nucléaire d'Europe de l'ouest.

A la demande de l'ASN, le GPR s'est réuni les 18 et 19 janvier 2012 afin de se prononcer sur les orientations du programme d'études d'EDF associé au projet d'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs en exploitation au-delà de 40 ans. Le GPR a plus particulièrement examiné, sur la base du rapport de l'IRSN, les dispositions mises en place ou prévues par EDF pour d'une part vérifier et assurer le maintien dans le temps de la conformité des réacteurs aux référentiels de sûreté applicables et d'autre part améliorer le niveau de sûreté des réacteurs existants, dans une perspective d'utilisation des réacteurs jusqu'à 60 ans.

L'ASN se prononcera en 2013 sur les orientations de ce programme d'études dédié au projet d'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs.

6.4.2 Les réacteurs de recherche

Le découplage du réseau du réacteur Phénix a eu lieu le 6 mars 2009 et la dernière chute de barres a eu lieu le 1^{er} février 2010. Le réacteur est définitivement à l'arrêt.

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

Le régime juridique des INB a été rénové en profondeur par la loi TSN et ses décrets d'application, notamment le décret procédures INB, 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 complété par une quinzaine de décisions réglementaires de l'ASN. Depuis 2012, les dispositions des trois principales 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.

Les dispositions du code de l'environnement fondent ainsi aujourd'hui le régime d'autorisation et de contrôle des INB.

Les dispositions du code de l'environnement, qui codifient la loi TSN, ses décrets d'application et l'arrêté du 7 février 2012 qui, pour certaines d'entre elles préexistaient à la directive, transposent en droit français de la directive 2009/71/Euratom du 25 juin 2009 établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires

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 aujourd'hui 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 première 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.

Par ailleurs, la loi renforce le rôle des salariés en matière de prévention des risques dans les INB.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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 (sur les procédures) ;
- 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 (HCTSIN).

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 ceux qui sont spécifiques au domaine nucléaire, les équipements sous pression spécialement conçus pour les installations nucléaires de base (ESPN), c'est-à-dire 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 ci-dessous.

Tableau 1 : Réglementation des ESPN

	Domaine nucléaire			Domaine classique
	Circuit primaire principal des réacteurs à eau sous pression	Circuits secondaires principaux des réacteurs à eau sous pression	Autres équipements	
Construction	• Décret du 2 avril 1926 • Arrêté du 26 février 1974 ⁽¹⁾	• Décret du 2 avril 1926 • RFS II.3.8 du 8 juin 1990 ⁽¹⁾	• Décret du 2 avril 1926 • Décret du 18 janvier 1943 ou • Décret n° 99-1046 du 13 décembre 1999	• Décret n° 99-1046 du 13 décembre 1999
	ou Arrêté du 12 décembre 2005			
Exploitation	• Arrêté du 10 novembre 1999		• Décret du 2 avril 1926 • Décret du 18 janvier 1943 ⁽¹⁾	• Décret n° 99-1046 du 13 décembre 1999 • Arrêté du 15 mars 2000

⁽¹⁾ À partir de 2011, c'est l'arrêté du 12 décembre 2005 qui s'applique à la construction et à l'exploitation des équipements sous pression nucléaires, hormis les circuits primaire et secondaire principaux des réacteurs à eau sous pression pour l'aspect exploitation.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

La loi du 28 octobre 1943 relative aux appareils à pression (qu'ils soient ou non destinés au domaine nucléaire), modifiée par la loi n° 2009-526 du 12 mai 2009, précise que, pour ce qui concerne les appareils implantés dans une INB, le contrôle de l'exécution de cette loi et des règlements pris pour son application est assuré par des agents des services placés sous l'autorité du président de l'Autorité de sûreté nucléaire que ce dernier désigne à cet effet.

7.1.3.1.2 L'arrêté du 7 février 2012

Le ministre chargé de la sûreté nucléaire et l'ASN ont engagé, à la suite de la publication de la loi « TSN » en 2006, une refonte de la réglementation générale relative aux INB qui intègre également les principes (« niveaux de référence ») d'un référentiel d'exigences communes, élaborés par l'association des responsables des Autorités de sûreté des pays de l'Europe de l'Ouest (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 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 reprend et renforce les dispositions de 3 arrêtés abrogés à l'occasion de son entrée en vigueur :

- l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des INB, dit arrêté « qualité » ;
- l'arrêté du 26 novembre 1999 fixant les prescriptions techniques générales relatives aux limites et aux modalités des prélèvements et des rejets soumis à autorisation, effectués par les INB ;
- l'arrêté du 31 décembre 1999 fixant la réglementation technique générale destinée à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des INB.

Publié au Journal officiel du 8 février 2012, il est entré en vigueur, pour l'essentiel de ses dispositions, le 1er juillet 2013.

7.1.3.1.2.1 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 ».

7.1.3.1.2.2 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 ou 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 ;

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

- la politique de l'exploitant s'étend maintenant à la sûreté intégrée et décline les niveaux WENRA ;
- 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 les précisant certaines modalités d'accès aux informations pour le public.

7.1.3.1.2.3 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.

7.1.3.1.2.4 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.

7.1.3.1.2.5 Equipements sous pression spécialement conçus pour les INB

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

7.1.3.1.2.6 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.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

7.1.3.1.2.7 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 attendus 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.

7.1.3.1.2.8 Dispositions particulières

Ce titre définit des dispositions particulières (voir figure 1) 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.

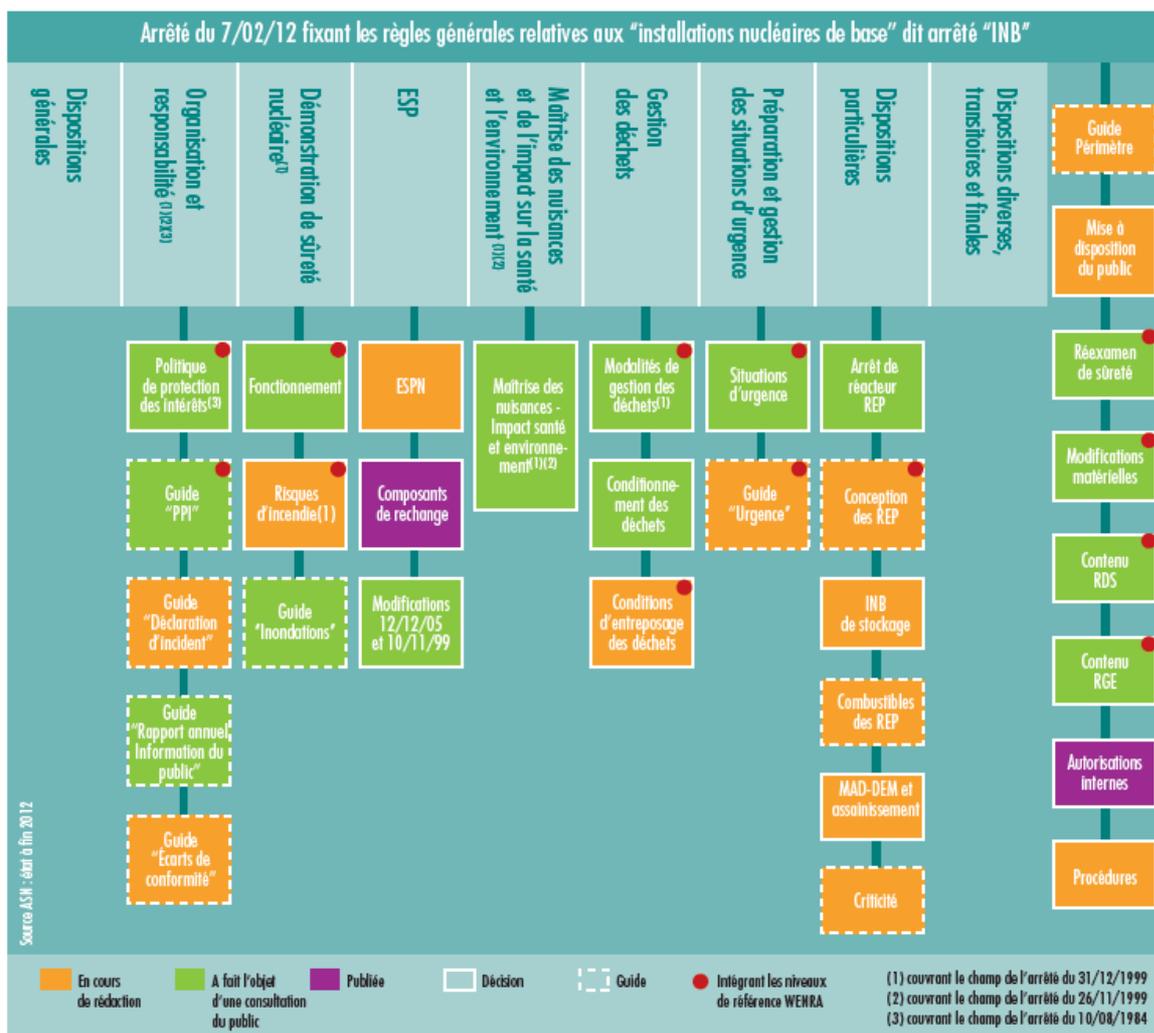


Figure 1 : Structure du projet de nouvelle réglementation technique

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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 »).

La première décision de l'ASN prise pour l'application du décret procédures INB a été la décision n° 2008-DC-106 du 11 juillet 2008 relative aux modalités de mise en œuvre des systèmes d'autorisations internes dans les 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 – tableau 12). Cet arrêté est néanmoins autoportant et applicable sans l'adoption des dites décisions.

Après une première série de consultations effectuées 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. Les nouvelles versions des projets de décision ont été ou seront soumises à consultation en 2013 ou en 2014 avant leur adoption.

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 proprement dits. 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 restructuration actuelle de la réglementation technique générale, les RFS sont modifiées 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 – § 2.3.4.

7.1.3.4 Les notes de politique générale

Les notes de politique générale indiquent les grandes orientations suivies par l'ASN dans ses domaines d'action : réglementation, coercition et sanctions, contrôle, transparence, relations internationales, gestion des situations d'urgence radiologique, démantèlement et déclassement des INB en France. Elles sont destinées à faire connaître et expliquer la doctrine de l'ASN.

7.1.3.5 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), dont EDF et AREVA sont membres. Les codes RCC, les

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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. Celle-ci peut en reconnaître l'acceptabilité en prenant une décision ou en publiant un guide.

7.2 Les procédures d'autorisation

La législation et la réglementation françaises interdisent l'exploitation d'une installation nucléaire sans autorisation. Les INB sont actuellement réglementées par le titre IX du livre V du code de l'environnement. Ce titre prévoit une procédure d'autorisation de création suivie d'une série d'autorisations délivrées lors des principales étapes marquant la vie des INB : création, mise en service, modification éventuelle de l'installation, mise à l'arrêt définitif et démantèlement.

Un exploitant qui fait fonctionner une installation soit sans les autorisations requises 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 (cf. 14.1.4.3 sur l'analyse des options de sûreté du réacteur ATMEA1).

Les options de sûreté devront ensuite être présentées dans le dossier de demande d'autorisation dans une version préliminaire du rapport de sûreté ou rapport préliminaire 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 Les autorisations de création et de mise à l'arrêt définitif et 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.

Pour ce qui concerne la demande de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement d'une INB, 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 à observer.

Les installations de stockage de déchets radioactifs sont soumises à ce même régime d'autorisation. Lorsqu'elle cesse de recevoir des déchets, l'installation est regardée comme mise à l'arrêt définitif et l'exploitant doit obtenir une autorisation de mise à l'arrêt définitif et de passage en phase de surveillance.

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 les trois types d'autorisation.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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 de démantèlement d'une INB sont délivrées 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 1^{er} juin 2012, les principaux documents constituant le dossier d'enquête sont mis à la disposition du public par voie électronique par l'Autorité chargée 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 transmis 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.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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 sécurité 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 dans l'environnement sont soumises à l'homologation du ministre chargé de la sûreté nucléaire. En application du code de l'environnement, 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. Cette disposition est entrée en vigueur le 1er juin 2012. Cette pratique était néanmoins demandée par l'ASN aux exploitants depuis 2008 et avait été mise en œuvre à plusieurs reprises, notamment lors de la révision des prescriptions relatives aux limites et aux modalités des rejets du site de Cadarache intervenue en 2010.

Une décision réglementaire de l'ASN précisera 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 notable de l'installation fait l'objet d'une procédure similaire à celle d'une demande d'autorisation de création.

Une modification est considérée comme « notable » 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.

Par ailleurs, lorsqu'un exploitant d'INB envisage des modifications de ses dispositions d'exploitation ou des modifications de son installation qui ne seraient pas considérées comme notables, selon les critères précités, il doit les déclarer préalablement à l'ASN. Il ne peut les mettre en œuvre avant un délai d'au moins six mois, renouvelable, sauf à ce que l'ASN formule un accord exprès. Si elle l'estime nécessaire, l'ASN peut édicter des prescriptions visant à ce que les modifications envisagées soient revues ou qu'elles soient accompagnées de dispositions complémentaires pour garantir la protection des intérêts mentionnés au 1er alinéa de l'article L. 593-1 du code de l'environnement.

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

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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 d'organisation prises à tous les stades du fonctionnement des installations nucléaires de la conception au démantèlement pour en assurer un

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

fonctionnement normal, prévenir les accidents et 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 contrôles 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.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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 de sûreté, des sanctions (voir §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 apportées par l'exploitant sont soumises à l'ASN. En plus de ces rendez-vous rendus nécessaires par des évolutions des installations ou de leur mode d'exploitation, l'ASN fait procéder régulièrement par les exploitants à des réexamens de sûreté (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 compétent; pour les autres affaires, les analyses de sûreté font l'objet d'avis transmis directement à l'ASN par l'IRSN.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

7.3.2.1.2 Les principaux domaines concernés

LES ARRETS PROGRAMMES DES CENTRALES NUCLEAIRES

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. Au cours des inspections dites « de chantier », les inspecteurs vont examiner par sondage les conditions de réalisation des différents chantiers en cours. L'approbation du programme d'arrêt relève de l'ASN.

LES AUTRES INFORMATIONS PRESENTEES 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 (voir § 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 de sûreté de dispositifs expérimentaux ou la réalisation d'expériences respectant des conditions préétablies.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

Ce système d'autorisations internes est aujourd'hui en mise 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 œuvre¹⁶. 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.

Les modalités de déclaration et de traitement des événements significatifs sont développés 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.

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 anomalies dans l'installation ou des points nécessitant aux yeux des inspecteurs des justifications complémentaires ;
- 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.

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

¹⁶ Arrêté INB : arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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 2012

En 2012, 802 inspections de la sûreté nucléaire ont été menées dans les INB, dont plus de 381 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 2012, le nombre des inspecteurs de la sûreté nucléaire en poste était de 224 dont 134 dans les divisions régionales de l'ASN et 90 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 2 : Nombre d'inspections réalisées par l'ASN dans les INB

Année	Total	Dont inspections inopinées (toutes installations confondues)	Réacteurs (annoncées et inopinées)
2010	737	181	460
2011	749	157	368

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

2012	802	205	381
------	-----	-----	-----

7.3.3.2 Le contrôle des équipements sous pression

Le contrôle de la conception et de la fabrication des CPP et CSP est exercé directement par l'ASN. Le contrôle de la conception et de la fabrication des autres équipements sous pression nucléaires est exercé par des organismes agréés et surveillés par l'ASN.

Dans ce cadre, 73 inspections ont été réalisées en 2012.

7.3.3.3 Les événements significatifs

L'article L.591-5 du code de l'environnement dispose qu'en cas d'incident ou d'accident, nucléaire ou non, ayant ou risquant d'avoir des conséquences notables sur la sûreté de l'installation ou du transport ou de porter atteinte, par exposition significative aux rayonnements ionisants, aux personnes, aux biens ou à l'environnement, l'exploitant d'une INB ou la personne responsable d'un transport de substances radioactives est tenu de déclarer cet incident ou accident sans délai à l'ASN et au représentant de l'État dans le département de survenance et, s'il y a lieu, au représentant de l'État en mer.

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 §19.7.

Tableau 3 : Nombre d'événements significatifs déclarés par les exploitants des INB

Année	Réacteur à eau sous pression	Autres INB	Transport de matières radioactives
2010	717	169	62
2011	747	191	27
2012	830	202	59

7.3.3.4 Les enquêtes techniques en cas d'incident ou d'accident concernant une activité nucléaire

L'article L.592-35 et suivants du code de l'environnement confèrent à l'ASN le pouvoir de diligenter une enquête technique en cas d'incident ou d'accident concernant une activité nucléaire. Cette enquête consiste à collecter et analyser les informations utiles, sans préjudice de l'enquête judiciaire, afin de déterminer les circonstances et les causes certaines ou possibles de l'événement et si besoin d'établir les recommandations nécessaires. Elle est réalisée par une mission d'enquête qui peut comprendre, outre des agents de l'ASN, des personnes extérieures désignées à cet effet.

Cette disposition couvre à la fois les incidents et accidents survenant dans les INB et lors du transport des substances radioactives et ceux pouvant survenir lors des activités comportant un risque d'exposition des personnes aux rayonnements ionisants, notamment les activités mises en œuvre à des fins médicales.

Dans la mesure où l'ASN réalisait antérieurement des investigations en cas d'incident ou d'accident dans le cadre de sa mission de contrôle, l'apport principal du code de l'environnement en la matière est de donner à l'ASN le pouvoir de constituer la mission d'enquête, d'en déterminer la composition, de définir l'objet et l'étendue des investigations, et d'accéder aux éléments nécessaires en cas d'enquête judiciaire.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

7.4 Les sanctions

Quand les actions de contrôle menées par l'ASN font apparaître des manquements aux exigences de sûreté, des sanctions 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.

Le code de l'environnement a prévu, en cas de constatation d'infraction, des sanctions administratives graduées prononcées après mise en demeure et définies aux articles L. 596-14 à L. 596-22 :

- 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 jusqu'à ce que l'exploitant se soit mis en conformité.

L'exploitant est amené à présenter au collège de l'ASN ses observations sur ces sanctions.

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.

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

Le code de l'environnement prévoit des sanctions pénales, détaillées aux articles L. 596-27 à L. 596-30 ; 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 1 500 000 €.

Le nombre de mesures administratives (mises en demeure, prescriptions, suspensions d'activité...) prises par l'ASN et le nombre de procès-verbaux dressés à l'encontre d'exploitants entre 2010 et 2012 sont regroupés dans le tableau ci-dessous.

Tableau 4 : Mesures administratives et procès-verbaux transmis au procureur de la République

Année	Mesures administratives	PV transmis au procureur de la République	Nombre de PV de l'inspection du travail
2010	6	18	4
2011	12	33	4
2012	9	22	11

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 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 § 7.1 ;
- L'ASN instruit les demandes d'autorisation, de création ou de démantèlement des INB 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

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

pollutions et des nuisances. Elle autorise la mise en service de ces installations et 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, voir § 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 construction et l'utilisation des équipements sous pression spécialement conçus pour ces installations, 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 § 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

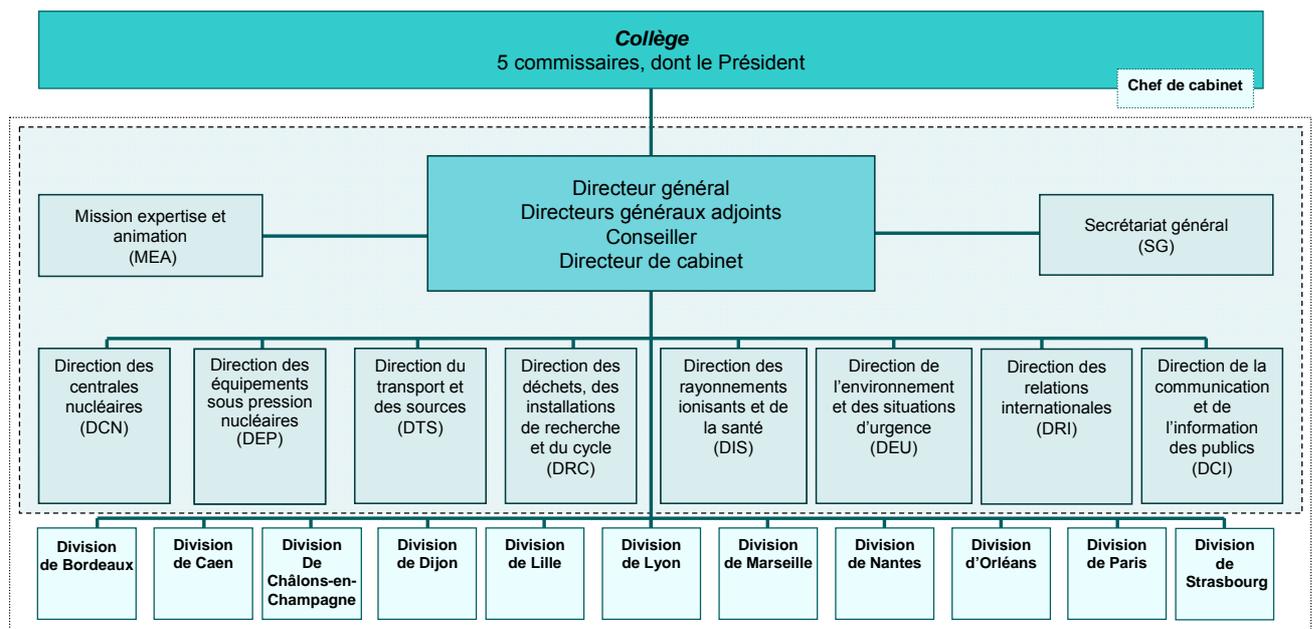


Figure 2 : Organisation générale de l'ASN

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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 établissent une déclaration 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. 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.

Le mandat des membres 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 TSN, 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. 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 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.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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 2012 à 471 personnes, dont 251 dans les services centraux, 217 dans les divisions territoriales et 3 à l'étranger.

Au 31 décembre 2012, l'âge moyen des agents de l'ASN était de 44,6 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 2012, environ 4 520 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 580 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 2012 le budget en coût complet de l'ASN est de l'ordre de 75 millions d'euros.

Par ailleurs, comme le prévoit la loi TSN, 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 84 millions d'euros en 2012.

Enfin, la Cour des Comptes a réalisé en 2012 un contrôle concernant l'ASN, dont les conclusions ont été communiquées à l'ASN en janvier 2013.

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 (www.irsn.fr) est le principal d'entre eux. Par ailleurs, l'ASN poursuit depuis plusieurs années un effort de diversification de ses experts.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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

L'IRSN, créé par la loi n° 2001-398 du 9 mai 2001 et par le décret n° 2002-254 du 22 février 2002, a été institué comme établissement public autonome dans le cadre de la réorganisation nationale du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection visant à rassembler les moyens publics d'expertise et de recherche dans ces domaines.

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 accroître la qualité de son expertise. Dans le cadre de cette démarche, l'avis de l'ASN et de l'ensemble des bénéficiaires de l'appui technique de l'IRSN est pris en compte. Par ailleurs des rendez-vous périodiques donnent lieu à des échanges entre l'ASN et l'IRSN sur les travaux d'expertise passés, en cours et à venir.

L'ASN est consultée par le Gouvernement sur la part de la subvention de l'État à l'IRSN correspondant à sa mission d'appui technique de l'ASN. Une convention quinquennale conclue entre l'ASN et l'IRSN fixe les modalités d'intervention de cet appui technique, qui correspond à quelque 420 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, à savoir 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 universitaires et associatifs mais aussi des exploitants concernés par les sujets traités. 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.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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 membres qui reflète 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 ».

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'écologie, du développement durable et de l'énergie (MEDDE), 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.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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 au III de l'article 28 de la loi TSN. Ses avis sont, le cas échéant, 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.

Les textes portant sur des mesures individuelles pour les INB (décret d'autorisation de création ou de mise à l'arrêt définitif et 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 a été acté 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 première 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 à 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.

A titre d'exemple, ces actions de transparence et communication recouvrent différentes modalités: rapport annuel, réunions et visites thématiques de la 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 TSN, 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 autour de chaque site.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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 réglementaire 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 CLI placées en France auprès des installations d'EDF, d'AREVA et du CEA.

Le CEA participe aux travaux du HCTISN, dont une délégation a visité en octobre 2012 le centre de Cadarache. Deux journées ont été consacrées à des échanges centrées sur :

- la politique industrielle du CEA en matière de recours aux prestataires,
- les modalités d'intervention de ces prestataires au sein des installations, dans le respect du référentiel de sûreté nucléaire,
- les Evaluations Complémentaires de Sûreté.

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 TSN, 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 - CONSIDERATION 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 la loi TSN et dans les textes pris en application de la loi TSN tels que l'arrêté INB. Ces textes fixent les principes et objectifs que l'exploitant de toute INB doit prendre en compte pour établir sa politique de sûreté. Sa déclinaison dans le système de management intégré 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.

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.

Dans le but de mettre en perspective et d'explicitier certaines prescriptions de l'arrêté INB, l'ASN va publier une décision et un guide sur la politique et le management de la sûreté dans les INB (Guide n°15).

En outre, le code de l'environnement impose à tout exploitant d'une INB l'établissement d'un rapport annuel qui expose notamment les dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection. Ce rapport est rendu public et est transmis à la CLI et au HCTISN.

10.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

La responsabilité d'exploitant nucléaire au sein d'EDF SA s'exerce à quatre niveaux principaux : le président directeur général, le directeur exécutif du groupe en charge de la production et de l'ingénierie, 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 (appelée centre nucléaire de production d'électricité : CNPE) (voir la présentation de l'organisation d'EDF SA en Annexe 3). Dans le cas particulier d'une INB en déconstruction sur un site isolé, la fonction de représentant de l'exploitant nucléaire EDF SA est reprise par le directeur de la division ingénierie nucléaire, lui-même placé sous l'autorité du directeur exécutif du groupe en charge de la production et de l'ingénierie.

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 et aux Etats Unis, 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

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

SF-1 et GRS-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. Elle traduit que, dans le contexte d'aujourd'hui, le développement de la culture de sûreté est une exigence absolue qui doit inciter l'ensemble des acteurs au sein du Groupe EDF à encore mieux et davantage tenir compte des dimensions humaines et organisationnelles pour fiabiliser les situations d'exploitation et à prendre en compte les enseignements des événements survenus dans le passé qui ont affecté la sûreté afin de renforcer le système de management de la sûreté au sein du Groupe. La responsabilité de la mise en œuvre de cette politique par chaque métier et chaque société repose sur la ligne managériale correspondante.

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, 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 constituent ces entités indépendantes, pour le compte respectivement du directeur de site, du directeur de la DPN, du directeur de la DPI et du président directeur général du groupe EDF.

Ainsi, sur la base du dispositif construit par étapes successives depuis le début du Parc nucléaire, EDF a cherché à renforcer durant les trois dernières années, encore davantage la culture de sûreté de chacun, en favorisant les principales attitudes suivantes.

La priorité à la sûreté est portée par chaque manager

La nouvelle politique sûreté du groupe, publiée en 2012, réaffirme la priorité 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.

Dans cette même perspective, une nouvelle version du guide management de la sûreté de 2004 tient compte de l'avancement du domaine, en particulier de la mise en place d'un système de management intégré sur les sites et du déploiement du projet performance humaine (pratiques de fiabilisation des interventions, visites terrain des managers, exploitation des visites terrain).

La nouvelle version du guide management de la sûreté présente l'historique du dispositif de management de la sûreté (ce qui est particulièrement important en phase de renouvellement générationnel), les principes clés du management de la sûreté, et enfin l'auto-questionnement aux différents niveaux de management.

Au-delà du document lui-même, le déploiement du guide est important. Il a débuté par les formations des managers « entrants », il va se poursuivre en 2013 par un portage local par chaque équipe de direction de site.

Une incitation à développer une attitude interrogative et prudente, où le doute est légitimé

Pour aider au développement de la culture de sûreté sur le terrain, par chaque agent et prestataire durant son intervention, EDF a mené un projet performance humaine avec un volet concernant l'appropriation de pratiques de fiabilisation des interventions : préjob, minute d'arrêt, autocontrôle, contrôle croisé, communication sécurisée, débriefing. Ces différentes pratiques visent à réduire l'occurrence d'erreurs humaines, certaines comme la minute d'arrêt sont là pour légitimer le fait d'arrêter l'intervention en cas de doute face aux conditions réelles de réalisation de l'activité, et ainsi maîtriser les risques.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Une attitude qui favorise la remontée des problèmes et difficultés

Être au plus près de la réalité du terrain, connaître et favoriser la remontée des problèmes et difficultés sont au cœur de ce qui a motivé le développement des deux autres volets du projet performance humaine. Tout d'abord, aller sur le terrain est l'occasion de renforcer positivement les comportements attendus, mais aussi, d'identifier les écarts et d'échanger sur les difficultés. Ensuite, la mise en place de boucles d'analyses pour traiter rapidement les problèmes, mais aussi, repérer des tendances et identifier des signaux faibles. Ceci est porté par le projet REX en cours de déploiement.

Une prise de décision qui assure la primauté de la sûreté

EDF a poursuivi le renforcement du processus de prise de décision afin d'assurer la primauté de la sûreté. En effet, depuis le début des années 2000, la mise en œuvre d'OSRDE (Observatoires Sûreté Radioprotection Disponibilité Environnement) est favorisée, afin d'identifier les conditions dans lesquelles les prises de décision sont faites. 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.

Le contrôle et la vérification

Un système de contrôle et de vérification est mis en place au niveau de chaque entité. Le contrôle doit d'abord être mis en œuvre par la ligne opérationnelle, dont c'est la responsabilité. En outre, des actions de vérification sont assurées par des entités indépendantes.

Par ailleurs, toutes les unités sont auditées à différents niveaux :

- par l'entité d'audit de la DPI, qui effectue périodiquement :
 - des audits portant sur la mise en œuvre de la politique de contrôle interne au sein des unités,
 - des évaluations du patrimoine des unités, selon les dimensions techniques, organisationnelles et humaines.
- 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 encore la sûreté.
- par l'AIEA, à travers des missions OSART 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) 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 productifs entre l'équipe d'évaluation et les exploitants de la centrale visitée. Depuis 2012, la fréquence des revues par les pairs est augmentée progressivement pour atteindre une fois tous les 4 ans sur chaque centrale en 2015. En 2013, les sites du Blayais, de Civaux et de Paluel accueilleront des missions de revues WANO. En complément, 49 pairs d'EDF ont participé en 2010 à des revues par les pairs organisées par les 4 centres WANO, 54 en 2011, 57 en 2012 et 60 sont prévus en 2013.

Tous ces moyens d'évaluation, étendus à la fois en périmètre et en profondeur, aident la direction de la DPN à définir ses orientations prioritaires pour renforcer en permanence la sûreté, à inter-comparer les centrales, à renforcer le management de la sûreté et à améliorer les performances globales du parc. Ils sont aussi une bonne opportunité pour les ingénieurs et cadres de participer aux évaluations WANO et AIEA à l'étranger et d'y observer de bonnes pratiques. C'est pourquoi le Groupe EDF encourage ces évaluations et cherche à augmenter le nombre de cadres qui y participent.

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 des installations, liée à la variété des programmes de recherche menés par le CEA 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 constitue la priorité du CEA. Le niveau de sûreté atteint par le CEA repose sur la réalisation des trois conditions suivantes :

- Une organisation claire dans laquelle tout acteur, à chaque niveau, est formé, sensibilisé et responsabilisé pour remplir le rôle qui lui est clairement attribué (voir la présentation de l'organisation en Annexe 3) ;
- Une culture de sûreté enseignée, entretenue et développée ;
- Des acteurs professionnels, compétents et aptes à travailler en équipes.

Au niveau central, l'administrateur général fixe les grandes orientations en matière de sécurité et met en place les mesures visant d'une part à la mise en œuvre des dispositions et des prescriptions législatives, réglementaires et particulières applicables, et d'autre part à l'organisation 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, 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, constituent, 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 :

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

- 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 directement rattachée au directeur de l'Institut ;
- 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, ainsi que l'assurance de la qualité de cette exploitation.

Parmi l'ensemble des activités, certaines d'entre elles, dont la liste est définie, sont dites « à qualité surveillée » (AQS) et doivent faire l'objet d'une procédure particulière. Par principe, les AQS sont soumises à un double contrôle, conformément à l'arrêté INB :

- contrôle de premier niveau : c'est un contrôle essentiellement d'ordre technique, pour garantir que le résultat visé dans l'AQS est obtenu. Il est effectué, normalement, à l'intérieur du groupe fonctionnel chargé d'effectuer l'AQS ;
- contrôle de deuxième niveau : au niveau de la division réacteur, des contrôles complémentaires, éventuellement faits par sondage, portent sur le double aspect technique et gestionnaire de l'AQS. Ces contrôles externes sont effectués par l'échelon assurance de la qualité mis en place dans la division réacteur.

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 (*Integrated Regulatory Review Service*). Cette mission de type « full scope » portait sur l'ensemble des domaines en sûreté nucléaire et en radioprotection.

En 2009, une mission IRRS de suivi a été organisée. Les experts internationaux ont considéré à cette occasion que l'ASN avait apporté une réponse satisfaisante à 90 % des recommandations et suggestions émises en 2006. Dans de nombreux domaines comme l'inspection, la préparation aux situations d'urgence, l'information des publics ou encore le rôle international de l'ASN, ils ont à nouveau estimé que l'action de l'ASN se place parmi les meilleures pratiques internationales. Ils ont également identifié quelques axes d'amélioration, notamment en termes de gestion des compétences.

L'ASN a mis à profit les conclusions de cette mission pour renforcer la conformité de ses pratiques et de son organisation aux meilleurs standards internationaux. La prochaine mission IRRS sera reçue en 2014. Afin que le périmètre de cette mission soit considéré comme complet (mission qualifiée de « full scope »), il est nécessaire que la revue par les pairs porte sur l'ensemble des installations et activités suivantes : réacteurs électronucléaires, réacteurs de recherche, installations du cycle du combustible, installations de gestion des déchets, démantèlement, sources radioactives. La France peut demander que la revue porte également sur des domaines optionnels, notamment les domaines suivants : transport, expositions médicales, radioprotection des travailleurs, environnement, interfaces avec la sécurité. Le périmètre définitif de la revue IRRS devra être confirmé en 2014 lors de réunion préparatoire avec l'AIEA et le pilote de la mission IRRS.

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

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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 sera sollicité en 2013 sur la thématique du management de la sûreté et de la radioprotection 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 § 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. Des initiatives ont été prises dès 2012 pour déployer cette politique sur les sites.

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 influencer sur les arbitrages nécessaires. A ce titre, l'ASN considère que le dispositif « observatoire sûreté radioprotection disponibilité environnement » (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 grèvement 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 enchaînement de projets ne

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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 ainsi qu'une implication insuffisante du CEA dans le démantèlement de ces INB, 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) directement rattachée au directeur de l'Institut ;
- Au plan de l'exploitation, par la définition d'activités dites « à qualité surveillée » 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

La loi TSN 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 139,5 GWe dans le monde au 31 décembre 2012 (128,5 GWe en Europe) pour une production mondiale de 642,6 TWh, le Groupe EDF dispose du parc de production électronucléaire le plus important au monde.

En 2012, le Groupe a réalisé un chiffre d'affaires consolidé de 72,7 milliards d'euros, un excédent brut d'exploitation de 16,1 milliards d'euros et un résultat net courant de 4,2 milliards d'euros.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

En France, la production nette d'électricité par EDF en 2012 a été de 454,3 TWh, dont 404,9 TWh issu de la production nucléaire (63,13 GWe), 34,5 TWh hydraulique (20 GWe) et 14,9 TWh fossile (14,7 GWe), sur un total de 541,4 TWh tous producteurs confondus.

Concernant la production nucléaire en France, les investissements opérationnels relatifs à la maintenance nucléaire se sont élevés en 2012 à près de 3,1 milliards d'euros. Le Groupe augmentera ses investissements dans le parc nucléaire d'ici 2015 en vue de renforcer la sûreté et permettre une exploitation efficiente du parc en accroissant la production. La maintenance sera ainsi privilégiée avec une montée en puissance du programme de remplacement des gros composants comme les alternateurs, les transformateurs ou les générateurs de vapeur (3,4 à 3,6 milliards d'euros d'ici 2015) qui vise à permettre la prolongation de la durée de fonctionnement des centrales au-delà de 40 ans dans des conditions optimales de sûreté et d'exploitation. Cela s'est par exemple concrétisé en 2011 par la signature de contrats pour la rénovation des systèmes de contrôle commande de sûreté pour les réacteurs de 1300 MWe et pour la commande de 44 générateurs de vapeur. C'est l'objet du « Grand Carénage », programme prévu dans le projet du parc en exploitation, Génération 2020. Enfin, le Groupe intégrera les enseignements liés à l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, conformément aux prescriptions de l'ASN, et prévoit d'investir un montant global de l'ordre de 10 milliards d'euros, pour répondre aux prescriptions de l'ASN.

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. Ils représentaient au 31 décembre 2012 une valeur de marché de 17,6 milliards d'euros, en regard de 20,1 milliards d'euros de provisions. Ce décalage devra être comblé d'ici juin 2016, date butoir à laquelle le portefeuille d'actifs dédiés devra couvrir la totalité des engagements nucléaires de long terme en application de la loi du 28 juin 2006.

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 25 millions d'euros sont consacrés à la sûreté des réacteurs de recherche du CEA. Cette évaluation ne tient pas compte des travaux qui seront réalisés dans le cadre des ECS et qui sont en cours de chiffrage.

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.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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.

Pour ce qui concerne le financement du démantèlement et de la gestion des déchets radioactifs, en 2010, l'ASN et le Ministère de l'Ecologie, du Développement Durable et de l'Energie (MEDDE) ont vérifié auprès des exploitants, les modalités d'élaboration des bilans triennaux et des notes d'actualisation annuelles.

En 2010, les exploitants ont remis leur troisième rapport triennal. De façon générale, la robustesse des évaluations réalisées doivent être mieux justifiées 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 également identifié la nécessité de vérifier les outils utilisés par les exploitants pour évaluer les charges de démantèlement et ont défini un programme d'audits prévus entre 2011 et 2013.

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 de sûreté, 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. En 2006, elle a notamment demandé au CEA, principal exploitant d'installations de recherche, de mettre en œuvre une démarche de suivi efficace des principaux projets (grands engagements relatifs à la sûreté et à la radioprotection), au travers d'un outil de pilotage performant et transparent pour l'Autorité de sûreté, en particulier pour le processus de prise de décision. Cet outil doit ainsi permettre une meilleure maîtrise des programmes complexes, à forts enjeux de sûreté nucléaire et de radioprotection, et de protéger ces projets, en nombre limité, des éventuels aléas budgétaires.

L'ASN estime que la démarche des « grands engagements », mise en œuvre depuis 4 ans 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 restera 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.

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 la loi TSN 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.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Les attentes de l'ASN sur la gestion des ressources humaines et plus particulièrement des compétences sont précisées par la décision réglementaire de l'ASN sur la politique et le management de la sûreté dans les INB et le guide ASN associé (cf. Chapitre 10).

11.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Fin 2012, l'effectif de la division production nucléaire (DPN) d'EDF, en charge de l'exploitation des réacteurs nucléaires, est d'environ 21000 personnes, réparties entre les 19 centrales en exploitation, et les 2 unités nationales d'ingénierie. Les ingénieurs et cadres représentent 35% des effectifs (7400 personnes), les agents de maîtrise 62% (13100 personnes) et les agents d'exécution 3% (700).

A ces 21000 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 4 500 ingénieurs et techniciens de la division ingénierie nucléaire (DIN) répartis dans les collèges cadres (75%) et maîtrise (25%) ;
- près de 170 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 du sûreté, la politique de responsabilisation mise en place dans l'entreprise conduit au fait qu'une grande majorité du personnel consacre une part significative de son temps et de ses activités à la sûreté nucléaire et à la radioprotection.

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

L'ordre de grandeur du nombre des personnels consacrés aux activités de sécurité et de radioprotection est d'environ 950 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, 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.

Les effectifs sont actuellement en augmentation, pour accompagner le renouvellement des compétences actuellement en cours, faire face aux projets du parc nucléaire en exploitation, et renforcer les compétences en matière de gestion d'un accident grave (avec par exemple la création de la FARN -force d'action rapide du nucléaire). Les recrutements ont été très nombreux ces dernières années : en 5 ans, près de 5500 nouveaux salariés ont rejoint la DPN (25% des effectifs). Le volume de pépinières est d'aujourd'hui de 2700 personnes (près de 13% des effectifs).

Les volumes de formation sont également en forte augmentation depuis 5 ans : ils ont été multipliés par 2, passant de 1.2 millions d'heures en 2007 à 2.7 millions en 2012. 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. En complément des formations réactives sont déployées sur les sites, à partir du retour d'expérience issus des autres exploitants internationaux.

De même, pour ce qui concerne l'ingénierie, la division ingénierie nucléaire (DIN) pilote depuis 2006 une démarche « plan de développement de la compétence clé ingénierie nucléaire » (PDCC), impliquant les unités de la DIN et d'autres divisions de la DPI et de la 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 gestion prévisionnelle des emplois et compétences.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Les nouveaux entrants à la DIN 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, 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.

Conformément aux exigences de l'arrêté INB et du chapitre « ressources humaines » de la norme ISO 9001-version 2000, 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 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.

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. Ce contrôle était précédemment assuré par le CEA Grenoble dont les matériels ont été transférés à l'ILL. Le CEA a assuré la formation du personnel pendant l'année précédant ce transfert d'activité à l'ILL.

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. La réussite du renouvellement massif des compétences auquel EDF passe, d'une part, par un effort sans précédent en termes de recrutements de personnels dans la plupart des métiers, et également par un investissement considérable en matière de formation.

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, en particulier dans les domaines du transport de marchandises radioactives, de la radioprotection et de la protection de l'environnement.

Lors des inspections ciblées réalisées en 2011 dans le cadre du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, l'ASN a en particulier contrôlé la formation du personnel sur la gestion d'un accident grave. Ces inspections ont confirmé que l'aspect formation et habilitation du personnel sur les installations était globalement satisfaisant, avec toutefois quelques écarts relevés sur la formalisation ou le suivi des formations sur certains sites.

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 humains et organisationnels (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 centrales 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

L'INSAG 18 identifie et caractérise les risques pour la sûreté liés aux changements engagés dans l'industrie nucléaire à des fins d'optimisation et de rentabilité.

Depuis 2006, EDF a engagé une double démarche dans ses grands projets et plus globalement pour les modifications techniques, documentaires et organisationnelles à enjeu :

- une démarche de prise en compte des aspects Socio-Organisationnels et Humains (démarche SOH) vise à inscrire les méthodes nécessaires dans les processus d'ingénierie, afin que l'exploitant puisse disposer de modifications adaptées à ses activités, qu'il puisse facilement s'approprier et qui soit acceptable en terme d'impacts sur les métiers ;
- sur la base des impacts humains et organisationnels identifiés, une démarche inspirée de l'INSAG 18 est menée afin de caractériser les conséquences potentielles de ces impacts sur la sûreté.

Plusieurs projets, concernant le maintenance, l'information, le pilotage des arrêts de tranche, les actions post-Fukushima ou le Grand Carénage, bénéficient de cette démarche.

Par ailleurs, l'organisation mise en place par EDF prévoit un poste de « consultant facteurs humains » (CFH) pour deux réacteurs. Les missions des CFH portent principalement sur le retour d'expérience et en la formation des intervenants EDF ou prestataires aux pratiques de fiabilisation des interventions humaines.

12.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

12.3.1 Les réacteurs du CEA

Le constat du poids des composantes des facteurs humains dans les événements et les incidents justifie l'approche spécifique adoptée par le CEA et la mise en place d'une organisation dédiée.

Ces personnes se rassemblent une journée chaque année pour échanger autour des pratiques internes CEA et externes :

- des spécialistes dans les unités de soutien en sûreté des centres du CEA ;
- des relais dans les installations, notamment dans chaque réacteur de recherche ;
- des correspondants dans les cellules de contrôle placés près de chaque directeur de centre.

Les actions sont conduites selon plusieurs axes :

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

- la réalisation d'études « facteurs organisationnels et humains » (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 de sûreté, demandes portant plus spécifiquement sur les phases de conduite et les opérations liées à la manutention des combustibles et des dispositifs expérimentaux.

En plus d'un kit de sensibilisation diffusé en janvier 2011, des démarches de prise en compte des FOH ont été formalisées dans des documents permettant de les homogénéiser pour l'ensemble du CEA.

Des formations ciblées ont été mises en place en matière de prise en compte des FOH dans les activités présentant à la fois un enjeu de sûreté et une composante FOH significative.

En matière de R&D, le CEA a participé au projet européen MMOTION (Man-Machine Organisation Through Innovative Orientations For Nuclear) et développé une coopération avec l'Institute for Energy situé à Halden (Norvège) sur le thème de la conduite et des MTO (Man Technology Organisation).

Les échanges externes au CEA ont eu lieu :

- au sein de l'IMdR (Institut de la Maîtrise des Risques), sur les thèmes « Retour d'Expérience » et « Organisation » ;
- avec EDF/CIDEN et l'AIEA, sur le thème du FH&O dans l'assainissement /démantèlement

Neuf publications ont été effectuées dans des congrès ou revues spécialisées ou à caractère général.

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.

La démarche que l'exploitant met en œuvre s'appuie notamment sur des méthodes dont l'utilisation demande d'une part, des ressources et des compétences spécifiques et, d'autre part, une organisation particulière. L'ASN contrôle le respect des exigences associées notamment dans les processus de conception et de réalisation des modifications des installations. En 2012, les inspecteurs de l'ASN ont ainsi noté favorablement la nomination d'un référent FOH et la constitution d'un comité FOH dans les centres d'ingénierie d'EDF. L'ASN estime cependant qu'une participation accrue des consultants FOH au système de management des compétences décliné par les sites pourrait améliorer la prise en compte des besoins des intervenants et des organisations.

Dans les installations, les inspections de l'ASN s'intéressent aux conditions d'exercice de cette activité et aux moyens mis à leur disposition, éléments qui peuvent avoir une incidence sur la sûreté des installations et la sécurité des travailleurs.

Dans ce cadre, les systèmes de gestion des emplois, des compétences, de la formation et des habilitations d'EDF sont contrôlés. 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.

Concernant plus largement le management de la sûreté, l'ASN relève que les managers d'EDF renforcent globalement leur présence sur le terrain, principalement pour diffuser et mettre en œuvre les

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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.

Enfin, le contrôle de l'ASN s'appuie aussi sur les évaluations faites à sa demande par l'IRSN et le GPR en lien avec le management de la sûreté. Par exemple, l'avis du GPR est sollicité sur la thématique du management de la sûreté et de la radioprotection lors des arrêts de réacteur.

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 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 facteurs organisationnels et humains 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.

De cet examen, il ressort que le CEA a fait des progrès notables depuis le dernier examen sur le même thème (1999), notamment dans la prise en compte des facteurs humains et organisationnels et l'intégration de la sûreté et de la radioprotection dans les projets. L'ASN a pris note des actions d'amélioration en cours concernant la gestion des compétences et la gestion de la sûreté et de la radioprotection dans les prestations (mise en place d'une commission d'acceptation des entreprises intervenant dans le domaine de l'assainissement radioactif et d'une base centralisée d'évaluation des fournisseurs).

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

A 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.

Trois réunions plénières de ce comité se sont tenues en 2012.

L'organisation de la suite des travaux du CoFSOH, sous forme de groupes de travail, a été discutée.

Les grands thèmes de travail identifiés à ce stade sont les suivants :

- la sous-traitance en situation de fonctionnement normal : organisation et conditions d'intervention ;

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

- le recours à la sous-traitance : questions juridiques (de partage de la responsabilité en situation de très forte sous-traitance, ainsi que sur la manière de concilier les exigences de sûreté et les exigences du droit du travail);
- la gestion des situations de crise;
- l'évaluation des organisations et des changements matériels ou organisationnels ;
- l'articulation entre la "sécurité gérée" et la "sécurité réglée" ;
- le management des compétences.

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.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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 comité d'orientation sur les Facteurs Sociaux, Organisationnels et Humains présidé par l'ASN le 9 novembre 2012.

La mise en application du cahier des charges social dans les marchés et contrats va se réaliser sur l'exercice 2013.

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;

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

- 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

Le système de management de la qualité est défini par chaque pôle opérationnel. Les réacteurs de recherche relèvent du pôle énergie nucléaire – direction de l'énergie nucléaire (DEN).

La DEN est certifiée ISO 9001 depuis 2005 pour l'ensemble de ses activités. Elle a mis en place un management intégré de type qualité, santé/sécurité/sûreté et environnement (QSE).

Le manuel qualité sécurité environnement de la DEN décrit dans les grandes lignes l'organisation du CEA et celle du pôle DEN.

Ce système documenté repose sur les principes suivants :

- le directeur de la DEN exprime la politique générale du pôle et les objectifs associés ;
- chaque pilote de processus décline cette politique en objectifs mesurables ;
- une revue annuelle par processus ;
- une revue annuelle de direction permet d'analyser le fonctionnement des processus et le système QSE de la DEN.

À chaque niveau hiérarchique, des responsables « processus » déclinent la politique du CEA et assurent la concertation, l'animation et le pilotage de sa mise en œuvre dans l'unité.

En cas de sous-traitance complète d'une installation, le CEA conserve ses responsabilités d'exploitant et d'entreprise utilisatrice et met en place un Responsable de Contrat d'Installation (RCI) ainsi qu'une organisation de sûreté et de sécurité adaptée. Lorsque la nature de la prestation le justifie, le CEA s'organise pour conserver la maîtrise des connaissances et des savoir-faire associés.

Des audits des unités ou de leurs prestataires réalisés régulièrement par des auditeurs internes ou externes, qualifiés dans les unités, permettent :

- de mesurer les progrès accomplis et de définir de nouveaux axes de progrès ;
- d'évaluer la capacité des fournisseurs et prestataires à satisfaire le CEA dans le domaine de la qualité.

De plus, les sites de Cadarache, de Marcoule et de Saclay sont certifiés ISO 14001.

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

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

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

- Principe I : l'exploitant définit le domaine d'application de l'organisation de la qualité en identifiant les activités et les matériels intéressant la sûreté et en définissant, pour chacun

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

d'entre eux, les exigences requises. Ces activités et matériels sont dits à « qualité surveillée » (AQS et MQS) ;

- Principe II : les agents qualifiés pour exercer une activité à « qualité surveillée » sont désignés par le chef d'exploitation. Ces agents sont dits « habilités » ;
- Principe III : toute « activité à qualité surveillée » est exécutée suivant des documents écrits, élaborés à l'avance, et son exécution donne lieu à des comptes rendus écrits. Ces documents sont dits à « qualité surveillée ». À ce titre ils 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 activité à qualité surveillée sont vérifiés sous le double aspect technique, ou contrôle de la qualité, et gestionnaire, ou surveillance de la qualité. Cette vérification fait l'objet d'un compte rendu ;
- 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 de la qualité mis en place par EDF répond globalement aux exigences de l'arrêté INB. Au travers de ses inspections, l'ASN note que le système de management intégré d'EDF est décliné dans ses principes sur les sites. Les dispositions mises en œuvre permettent en particulier l'identification des écarts aux exigences définies applicables aux matériels et aux organisations. Elles restent néanmoins perfectibles dans l'objectif d'une valorisation accrue du retour d'expérience sur quelques sites et d'une meilleure maîtrise des délais d'accomplissement des actions de remédiation.

13.4.1.2 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.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

13.4.1.3 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 réglementaires. Dans les faits, l'évaluation qu'EDF réalise de sa politique industrielle en matière de maintenance et de recours aux entreprises prestataires apparaît perfectible 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

La loi TSN 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.

Les options de sûreté sont présentées dans le dossier de demande d'autorisation.

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 matières radioactives dans l'installation ou à la première mise en œuvre d'un faisceau de particules. En vue de la mise en service, l'exploitant adresse à l'ASN un dossier comprenant la mise à jour du rapport de sûreté de l'installation « telle que construite », les règles générales d'exploitation (RGE), une étude sur la gestion des déchets, le plan d'urgence interne et le plan de démantèlement. Ces éléments sont examinés par l'ASN avec l'appui de l'IRSN et des GPE.

14.1.1.2 Évaluations complémentaires de sûreté

Les ECS (cf. §14.2.1.6), engagées 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).

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.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Dans ce cadre, EDF a transmis de manière anticipée des versions de travail du dossier de demande de mise en service entre octobre 2010 et octobre 2011. L'ASN a instruit les éléments et transmis à l'été 2011 les éléments à prendre en compte pour la demande de mise en service.

Des réunions du Groupe Permanent Réacteurs (GPR) vont être tenues d'ici la demande de mise en service sur les thématiques du Classement de sûreté, des Etudes Probabilistes de Sûreté, de l'Interface Homme Machine de l'EPR et du bâtiment combustible.

Les caractéristiques du réacteur n°3 de Flamanville ont été examinées dans le cadre plus général des évaluations complémentaires de sûreté. En septembre 2011, EDF a transmis à l'ASN son rapport sur l'EPR.

14.1.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

Le RJH, qui fait partie du 1^{er} lot de 5 installations parmi lesquelles 4 réacteurs du CEA, 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 n°3 de Flamanville

Sans attendre la transmission du dossier complet de la demande de mise en service, l'ASN a engagé, avec l'IRSN, un examen anticipé pour préparer l'instruction du dossier de demande 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.

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

A 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.

A l'issue des ECS (cf. § 14.2.1.6), l'ASN a pris des décisions pour imposer la mise en place de mesures particulières pour le réacteur n°3 de Flamanville de type EPR en construction :

- ECS 1 : Définition des structures et composants du « noyau dur » incluant les locaux de gestion de crise. Définition des exigences applicables à ce noyau dur. Noyau dur basé sur des structures et composants diversifiés.
- ECS 6 : Renforcement de la protection contre l'inondation.
- ECS 13 : Etude de la mise en place d'un arrêt automatique en cas de séisme.
- ECS 14 I : Prise en compte des risques industriels dans les situations extrêmes.
- ECS 14 II : Coordination avec les exploitants industriels voisins en cas de crise.
- ECS 15 : Revue de conception de la source froide.
- ECS 16 : Moyens d'alimentation en eau de secours.
- ECS 17 : Renforcement des installations pour faire face aux situations durables de perte totale de la source froide ou de la perte totale des alimentations électriques.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

- ECS 18 : Diesel d'ultime secours.
- ECS 20 : Instrumentation renforcée de l'état de la piscine.
- ECS 23 : Mise en position sûre d'un assemblage combustible en cours de manutention.
- ECS 24 : Evolution thermohydraulique d'un accident en piscine.
- ECS 30 : Dimensionnement des locaux de crise contre le séisme et l'inondation.
- ECS 31 : Modifications afin d'assurer la conduite des installations après rejets.
- ECS 32 : Organisation de crise multitranche.
- ECS 34 : Mise à jour des conventions avec les hôpitaux.
- ECS 36 : FARN.

Les réacteurs de recherche

Les avis et prescriptions de l'ASN issus des ECS des réacteurs de recherche en construction sont présentés dans le § 6.3.2.

14.1.4.3 Le réacteur ATMEA1

La société ATMEA, coentreprise formée par l'industriel français AREVA et l'industriel japonais Mitsubishi Heavy Industries (MHI), a sollicité l'ASN, conformément aux procédures d'autorisation (cf. § 7.2.1), afin de réaliser une revue des options de sûreté d'un nouveau réacteur à eau sous pression dénommé ATMEA1. Ce réacteur de moyenne puissance (1 100 MWe) est destiné principalement à l'exportation. L'ASN a répondu favorablement à la demande d'ATMEA et a signé une convention qui précise cette revue. L'objectif de cette revue des options de sûreté, réalisée avec l'appui de l'IRSN, est d'évaluer si les options de sûreté d'ATMEA1 sont conformes à la réglementation française. Initié à l'été 2010, cet examen s'est poursuivi en 2011 par des consultations du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) et du Groupe permanent d'experts « équipements sous pression nucléaires » placés auprès d'elle.

L'ASN a rendu publiques les conclusions de cet examen début 2012. L'ASN a considéré que les options de sûreté du réacteur ATMEA1 sont globalement satisfaisantes au regard des exigences françaises. Néanmoins, quelques dispositions, pour respecter la pratique française, pourraient conduire à des modifications de la conception ou de la réalisation dans le cas où la construction d'un tel réacteur serait envisagée en France. Au stade de la conception détaillée, la société ATMEA devra être particulièrement vigilante sur l'optimisation de l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants, sur les dispositions nécessaires à l'« élimination pratique » de certains accidents ou à l'exclusion de la rupture de certaines tuyauteries et, bien évidemment, sur la poursuite de la prise en compte des enseignements tirés de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Cette revue des options de sûreté permettra également à l'ASN d'assister, le cas échéant, les Autorités de sûreté des pays où serait construit ce réacteur.

14.2 *Evaluation et vérification de sûreté durant l'exploitation*

14.2.1 Les demandes de l'ASN

L'ASN demande à l'exploitant de mettre en place un système de management de la sûreté intégré qui permette le maintien et l'amélioration continue de la sûreté notamment durant l'exploitation des installations nucléaires.

14.2.1.1 Corriger les anomalies

Des écarts sont détectés sur les centrales nucléaires grâce à l'action proactive de l'exploitant 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.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Des vérifications dites systématiques sont réalisées par l'exploitant tous les dix ans à l'occasion des réexamens de sûreté (cf. § 6.3.1.1 et § 14.2.1.3). 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.

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

L'ASN impose aux exploitants de lui déclarer les événements significatifs (cf. § 19.6 et § 6.2). Ces événements font l'objet d'une analyse plus approfondie.

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 GPE examinent périodiquement le retour d'expérience national et international issu des installations en exploitation.

14.2.1.3 Les réexamens de sûreté

En plus de ces procédures rendues nécessaires par des évolutions des installations ou de leur mode d'exploitation, l'exploitant doit, en application du code de l'environnement, procéder à des réexamens de sûreté périodiques tous les 10 ans.

Le réexamen de sûreté 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 le niveau de sûreté des installations. 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 des GPE en fonction de l'installation concernée, 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 de sûreté. A l'issue de ces études, un lot de modifications permettant des améliorations de sûreté est défini. Elles seront déployées pendant la visite décennale du réacteur électronucléaire ou bien de recherche.

Les conclusions issues des réexamens des réacteurs électronucléaires sont présentées au § 6.3.1.1.

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 la loi TSN (désormais codifiée aux livres Ier et V du code de l'environnement par l'ordonnance n° 2012-6 du 5 janvier 2012).

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

Le réexamen de sûreté est aussi l'occasion de réaliser un examen approfondi des effets du vieillissement sur les matériels. Ainsi, pour les réacteurs passant leur troisième visite décennale, une analyse du vieillissement doit être réalisée pour l'ensemble des mécanismes de dégradations pouvant affecter les composants importants pour la sûreté et les composants non classés mais pouvant avoir un impact sur le fonctionnement de composants importants pour la sûreté. 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 composants. Cette analyse débouche sur l'élaboration, à l'occasion de la troisième visite décennale de chaque réacteur, d'un dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation.

En outre, dans la perspective d'une poursuite d'exploitation des réacteurs au-delà de 40 ans (cf. § 6.4.1.4), la maîtrise du vieillissement et la gestion de l'obsolescence des équipements constituent des enjeux majeurs. Dans ce cadre, les propositions d'EDF concernant le programme d'études à lancer ont été soumises au GPR lors de sa réunion du 19 janvier 2012. A l'issue de cette séance EDF s'est engagée à réaliser des études conséquentes pour une meilleure compréhension des phénomènes de vieillissement.

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 de sûreté ou encore de la prise en compte du retour d'expérience.

Le décret procédures INB a permis de clarifier les exigences relatives à la mise en place des modifications par les exploitants et à leur examen par l'ASN. En 2012, les déclarations de modification de matériels reçues par l'ASN ont principalement visé l'amélioration du niveau de sûreté des réacteurs et la résorption d'écarts.

14.2.1.6 Les évaluations complémentaires de sûreté

Le Premier ministre a commandé à l'ASN la réalisation d'une étude de la sûreté des installations nucléaires civiles au regard de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi.

Cette étude a été menée en suivant le cahier des charges élaboré au niveau européen, avec deux extensions : d'une part, l'étude menée en France concerne la totalité des installations nucléaires, y compris les installations de recherche et de traitement du combustible¹⁷ ; d'autre part, le cahier des charges a été complété par des points concernant le recours à la sous-traitance qui a donc également fait l'objet d'une évaluation.

Selon le cahier des charges, les ECS consistaient en une réévaluation ciblée des marges de sûreté des installations nucléaires à la lumière des événements qui ont eu lieu à Fukushima Daiichi, à savoir des phénomènes naturels extrêmes (séisme, inondation) et leur cumul, mettant à l'épreuve les fonctions de sûreté des installations et conduisant à un accident grave.

L'évaluation porte d'abord sur les effets de ces phénomènes naturels ; elle s'intéresse ensuite au cas d'une perte d'un ou de plusieurs systèmes importants pour la sûreté mis en cause à la centrale de Fukushima Daiichi (alimentations électriques et systèmes de refroidissement), quelle que soit la

¹⁷ Les 150 installations nucléaires françaises ont été réparties en trois groupes de priorité décroissante vis-à-vis des tests de résistance : 80 installations prioritaires, dont toutes les centrales nucléaires, ont été examinées en 2011. Un deuxième lot d'installations est examiné en 2012. Le troisième lot sera examiné au fur et à mesure des réexamens de sûreté des installations.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

probabilité ou la cause de la perte de ces fonctions ; enfin elle traite de l'organisation et de la gestion des accidents graves pouvant résulter de ces événements.

Trois aspects principaux ont été inclus dans cette évaluation :

- les dispositions prises en compte dans le dimensionnement de l'installation et la conformité de celle-ci aux exigences de conception qui lui sont applicables ;
- la robustesse de l'installation au-delà de ce pour quoi elle est dimensionnée ; l'exploitant doit identifier notamment les situations qui conduisent à une brusque dégradation des séquences accidentelles (« effet falaise ») et présenter les mesures permettant de les éviter ;
- toute possibilité de modification susceptible d'améliorer le niveau de sûreté de l'installation.

Dans ces situations extrêmes, la démarche suppose la perte successive des lignes de défense en appliquant une approche déterministe, indépendamment de la probabilité de cette perte. Pour une installation donnée, l'évaluation porte, d'une part, sur le comportement de l'installation face aux situations extrêmes, et d'autre part, sur l'efficacité des mesures de prévention et de réduction des conséquences, en notant tout point faible potentiel et tout « effet falaise » pour chacune des situations extrêmes. Il s'agit 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, aussi bien techniques qu'organisationnelles.

Le champ d'application des ECS couvre les situations suivantes :

- événements initiateurs envisageables sur le site : séisme, inondation, autres phénomènes naturels extrêmes ;
- pertes induites de systèmes de sûreté : perte de toutes les alimentations électriques, perte des sources de refroidissement, y compris la source ultime, cumul des deux pertes ;
- gestion des accidents graves ;
- conditions de recours aux entreprises prestataires.

Pour chaque domaine technique, l'exploitant a vérifié le dimensionnement de l'installation et évalué les marges disponibles en identifiant le niveau au-delà duquel l'accident grave devient inévitable (« effet falaise ») et le niveau auquel l'installation pouvait résister sans perdre l'intégrité du confinement.

Du fait que la démarche des ECS concernait en 2011 un grand nombre d'installations et que celles-ci sont exploitées par un nombre limité d'exploitants, l'ASN a introduit une étape intermédiaire dans le processus d'évaluation demandant aux exploitants de présenter la méthodologie qu'ils avaient retenue pour le 1^{er} juin 2011. Ces méthodologies ont été jugées globalement satisfaisantes par l'ASN sous réserve de la prise en compte de certaines demandes particulières de l'ASN¹⁸.

Les rapports remis par les exploitants le 15 septembre 2011¹⁹ ont fait l'objet d'une analyse par l'IRSN qui a été présentée aux GPR et GPU. A l'issue de ces présentations, les Groupes permanents ont

¹⁸ Lien vers la prise de position de l'ASN sur les méthodologies retenues par les exploitants pour mener les évaluations complémentaires de sûreté <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-controle/Evaluations-complementaires-de-surete/Actualites-concernant-les-ECS/ECS-prise-de-position-de-l-ASN-sur-les-methodologies-retenees>

¹⁹ Lien vers les rapports d'EDF : <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-controle/Evaluations-complementaires-de-surete/Rapports-EDF>

Lien vers les rapports du CEA : <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-controle/Evaluations-complementaires-de-surete/Rapports-CEA>

Lien vers les rapports d'Areva : <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-controle/Evaluations-complementaires-de-surete/Rapports-AREVA>

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

formulé une dizaine de recommandations que l'ASN a intégrées dans les conclusions de son rapport sur les ECS²⁰.

L'ASN a pris, le 26 juin 2012, 32 décisions²¹ fixant chacune une trentaine de prescriptions complémentaires relatives aux centrales nucléaires d'EDF, aux installations d'AREVA et à certains réacteurs du CEA.

Ces décisions imposent ainsi aux exploitants des travaux considérables impliquant notamment un investissement particulier en matière de ressources humaines et de compétences. Ces travaux ont déjà débuté pour certains exploitants et s'étendront sur plusieurs années. Pour les mesures les plus complexes, dont les échéances sont les plus lointaines, les décisions imposent des mesures transitoires. Le détail des prescriptions prises par l'ASN à l'issue de ces ECS est précisé au § 6.3.1.3 et au § 19.4.4 pour les réacteurs électronucléaires.

Les résultats des travaux réalisés dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté sont détaillés dans le rapport de la France de la seconde réunion extraordinaire de la CSN.

Plus particulièrement, pour les installations de recherche et les autres installations contrôlées par l'ASN, celles-ci 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.

Trois catégories d'installations et de priorité ont ainsi été définies :

1. les quatre réacteurs de recherche du CEA les plus prioritaires, traités en 2011, selon le même calendrier que les réacteurs de puissance : il s'agit des réacteurs Osiris, Phénix et Masurca du CEA et du réacteur Jules Horowitz (RJH);
2. trois installations, considérées comme moins prioritaires et traitées en 2012 : 2 autres réacteurs de recherche du CEA (Cabri et Orphée) et ITER ;
3. pour les autres réacteurs de recherche, le retour d'expérience sera pris en compte en fonction des demandes en cours ou à venir, en particulier dans le cadre des réexamens de sûreté.

Pour les quatre réacteurs expérimentaux de priorité 1 du CEA - Osiris, Phénix, Masurca et le réacteur Jules Horowitz (RJH) - ainsi que pour le RHF, l'ASN a fixé des prescriptions complémentaires au vu des conclusions des ECS par ses décisions du 26 juin 2012 pour le CEA et du 10 juillet 2012 pour l'ILL.

En 2013, l'ASN a pris position sur le « noyau dur » des installations dont les ECS avaient été instruites en 2011 (réacteurs de priorité 1). Elle a pris également position sur les rapports ECS transmis en septembre 2012 (priorité 2).

Enfin, elle a rédigé également des décisions relatives à l'ensemble des installations n'ayant pas encore fait l'objet d'une ECS à ce jour (priorité 3). Ces décisions précisent en particulier les échéances de transmission des rapports ECS.

Les avis et prescriptions pris par l'ASN pour les réacteurs de recherche sont présentés au § 6.3.2.

14.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Réexamen de sûreté

²⁰ Lien vers le rapport de l'ASN sur les évaluations complémentaires de sûreté : <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-controle/Evaluations-complementaires-de-surete/Actualites-concernant-les-ECS/Rapport-de-l-ASN-sur-les-evaluations-complementaires-de-surete-ECS>

²¹ Lien vers les décisions de l'ASN : <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-controle/Evaluations-complementaires-de-surete/Decisions-2012-de-l-ASN-Prescriptions-complementaires>

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

L'examen de la sûreté des réacteurs, pratiqué au travers des réexamens périodiques ou pour certains sujets thématiques, 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, 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 (VD) de manière à réduire l'incidence des travaux sur la disponibilité des réacteurs. Les résultats de ce programmes, sur la période 2007-2012, sont présentés au §6.3.1.1.

Description du référentiel de sûreté

A la suite de chaque visite décennale, le référentiel des exigences de sûreté de chaque palier technique évolue prenant en considération les améliorations de sûreté apportées.

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 de sûreté, 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 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 écarts 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 résorbés au plus tard à l'échéance des visites décennales des réacteurs concernés.

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 susceptibles d'être affectés.

14.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

14.2.3.1 Les réacteurs du CEA

A ce jour l'ensemble des réacteurs de recherche exploités par le CEA ont fait l'objet d'un réexamen de sûreté. Cette première phase de réexamen a débuté en 2002 et s'est achevée en 2010 avec les installations Eole et Minerve.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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, Orphée et Rapsodie, 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, ils seront examinés début avril 2013 lors d'une réunion conjointe des groupes permanents d'experts.

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

A la suite du premier réexamen de sûreté 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 Groupe permanent d'experts a permis de constater la bonne mise en œuvre des engagements pris. Le prochain réexamen de sûreté 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.

Entre 2012 et 2016, l'ILL va poursuivre le renforcement de sa défense en profondeur avec la réalisation des travaux définis suite à l'évaluation complémentaire de sûreté post-Fukushima et ainsi constituer un « noyau dur » d'équipements de sauvegarde. En particulier :

- un circuit de dégonflage sismique permettra de garantir l'absence de toute fuite directe, et donc de rejet non filtré,
- un circuit d'eau de nappe garantira l'inventaire en eau sur le long terme,
- un poste de commandement de secours permettra le contrôle de l'installation et le pilotage des circuits de sauvegarde même après rupture de l'ensemble des barrages situés en amont et après un séisme dit « SND » très supérieur au séisme de dimensionnement.

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 de sûreté

A la suite des ECS, l'ASN a notamment demandé à EDF d'intégrer, dans les prochains réexamens de sûreté, 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 lors des prochains réexamens et leur déclinaison par tranche, site ou palier ont été transmises à l'ASN fin 2012.

14.2.4.1.2 Évaluation et vérification de la sûreté des réacteurs électronucléaires sur la période 2010-2012

Chaque année, l'ASN porte une appréciation générale sur l'évaluation par l'ASN des services centraux et des performances des centrales nucléaires d'EDF en matière de sûreté, de radioprotection, d'environnement et d'inspection du travail.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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 2011 et 2012 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 2011 et 2012. Ces éléments contribuent à orienter les actions de contrôle de l'ASN pour les années suivantes.

Belleville-sur-Loire

En 2011 et 2012, 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 des installations.

En 2011, l'ASN a enregistré des progrès qui devaient être maintenus au cours de l'année 2012 pour ce qui concerne la conduite des installations et la rigueur des interventions. En 2012, l'ASN a noté que le site avait su identifier et mettre en place des actions correctives concernant certains écarts lors d'opérations d'exploitation. En revanche, le site devait engager une démarche de progrès dans la gestion des essais périodiques.

Blayais

L'ASN considère que les performances en matière de sûreté nucléaire se sont distinguées de manière positive en 2012 par rapport à l'appréciation générale que l'ASN porte sur EDF. Elles étaient dans la moyenne en 2011.

En 2011, l'ASN a noté que le site devait apporter plus de rigueur dans la préparation, la réalisation et le contrôle des opérations d'exploitation et des activités de maintenance. A ce titre, la mise en œuvre des pratiques de fiabilisation devait être améliorée.

En 2012, l'ASN a noté le bon déroulement général des opérations de maintenance lors des arrêts de réacteurs mais a estimé que le site devait améliorer le contrôle de la qualité des activités réalisées. Le déploiement d'un nouveau système informatique sur le site a causé plusieurs difficultés d'organisation.

Bugey

En 2011 et 2012, l'ASN a considéré que les performances du site du Bugey rejoignaient globalement l'appréciation générale assez satisfaisante des performances que l'ASN porte sur EDF.

En 2011 la qualité d'exploitation du site a montré, comme en 2010, des signes de faiblesses. En particulier, des améliorations notables devaient être apportées en matière de consignation, de configuration de circuit et de respect des spécifications techniques d'exploitation. En outre, le site a dû faire face à une importante campagne d'arrêts de réacteurs comprenant notamment les troisièmes visites décennales des réacteurs 4 et 5, ces dernières ayant duré respectivement 5 et 6 mois. Le redémarrage du réacteur 5 a été perturbé par plusieurs incidents d'exploitation liés à des non conformités de configuration de circuits.

Au cours du premier semestre 2012, des progrès ont été réalisés en matière de respect des spécifications techniques d'exploitation. Cependant, le site n'a pas été en capacité de consolider ces progrès durant le second semestre 2012. En outre, le site présente des faiblesses récurrentes concernant la préparation et la réalisation d'essais périodiques ou de certaines activités de maintenance.

Enfin, le 10 juillet 2012, l'ASN a considéré que le réacteur n°2 du site du Bugey était apte à fonctionner au-delà de son troisième réexamen de sûreté.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Cattenom

Alors qu'en 2011, l'ASN a considéré que les performances du site de Cattenom rejoignaient globalement l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF, l'ASN a considéré en 2012 que les performances du site rejoignaient globalement l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF mais que les performances en matière de radioprotection étaient en retrait.

En 2012, l'ASN a toutefois considéré que le site devait progresser dans la gestion des aléas et la préparation des interventions, notamment sur la communication entre les différents acteurs.

L'AIEA a réalisé en novembre 2011 une mission d'évaluation de la sûreté en exploitation (mission OSART) de la centrale de Cattenom, la deuxième sur le site après 1994, et a confirmé le jugement que l'ASN porte sur ce site.

Chinon

En 2011 et 2012, l'ASN a considéré que les performances du site étaient en retrait par rapport à l'appréciation générale portée sur EDF. Le manque de rigueur constaté dans la réalisation des opérations d'exploitation et dans l'application des référentiels et procédures d'exploitation est resté un point perfectible. Un plan d'action volontariste a été mis en place par la direction du site. Par ses contrôles réguliers, complétés par une inspection de revue menée en octobre 2012 et portant sur la rigueur d'exploitation, l'ASN perçoit des améliorations, même si aucune rupture franche n'a été observée. En matière de radioprotection, l'ASN constate une nette amélioration depuis fin 2011.

Chooz

En 2011 et 2012, l'ASN a considéré que les performances du site rejoignaient globalement l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF.

En 2011, le site s'est distingué favorablement concernant le respect des exigences liées à la réglementation sur les appareils à pression, notamment concernant les circuits primaires et secondaires principaux. Ce niveau a été conservé en 2012. Toutefois le site devra rester attentif vis à vis des phénomènes de déformation des assemblages combustibles.

Le site devra notamment progresser dans la préparation des activités et la qualité des analyses de risques rédigées préalablement aux interventions et porter une attention particulière à la maintenance des matériels contribuant à la protection de l'environnement.

L'ASN considère enfin que le site a régressé en matière de rigueur d'exploitation et note une recrudescence d'erreurs de lignage des installations et de planification des essais périodiques.

Civaux

Alors qu'en 2011 l'ASN a considéré que les performances du site rejoignaient globalement l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF, celles-ci ont été considérées comme en retrait en 2012.

En 2011, l'ASN avait noté que le site avait des progrès particuliers à faire dans la préparation et la fiabilisation des interventions et avait relevé des écarts de conformité récurrents sur des matériels qualifiés au séisme. En 2012, l'ASN a estimé que le site devait démontrer plus de rigueur dans la préparation et la réalisation des opérations d'exploitation et de maintenance et que la surveillance de ces activités devait être améliorée.

Cruas-Meyssse

Alors qu'en 2011 l'ASN a considéré que les performances du site de Cruas-Meyssse rejoignaient globalement l'appréciation générale que l'ASN porte sur EDF, celles-ci ont été considérées en 2012

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

comme étant globalement en retrait. En 2012, l'ASN a noté en particulier un manque de maîtrise des opérations de maintenance et d'exploitation pendant les phases d'arrêt de réacteur qui s'est notamment traduit par des prolongations significatives des périodes d'arrêts par rapport au planning initial.

En outre, l'ASN a relevé que le redémarrage du réacteur n°4 a été marqué par la déclaration de sept événements significatifs pour la sûreté dont trois ont été classés au niveau 1 de l'échelle INES, mettant en lumière des insuffisances dans les activités de lignage et de mise en configuration des circuits. Considérant qu'EDF devait améliorer notablement ses résultats dans ce domaine, l'ASN a pris le 10 juillet 2012 la décision imposant au site de Cruas-Meysses un renforcement des contrôles techniques et la réalisation d'audits concernant les opérations de lignage et de mise en configuration des circuits.

Enfin, de manière générale, l'ASN considère que la gestion des compétences sur le site de Cruas-Meysses doit être significativement améliorée afin de garantir que les formations habilitantes, comprenant en particulier les recyclages, soient réalisées conformément aux référentiels en vigueur sur le site.

Dampierre-en-Burly

En 2011 et 2012, l'ASN a considéré que les performances du site rejoignaient globalement l'appréciation générale portée sur EDF.

En 2011, les efforts afin d'améliorer la rigueur d'exploitation devaient être poursuivis et des écarts de qualité avaient également été détectés lors de la préparation et de la réalisation d'opérations de maintenance.

Au cours de l'année 2012, des progrès ont été constatés dans les opérations de conduite et de maintenance malgré une campagne d'arrêts de réacteurs particulièrement chargée. Toutefois, la gestion des moyens matériels appelés dans les phases de conduite incidentelle ou accidentelle devra être significativement améliorée.

Fessenheim

Alors que l'ASN a considéré en 2011 les performances du site comme satisfaisantes et rejoignant l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF, les performances en matière de sûreté nucléaires se distinguent de manière positive en 2012 mais les performances en matière de radioprotection sont en retrait.

En 2011, l'ASN a constaté des progrès en matière de maintenance des installations et de suivi des prestataires, au cours d'une année particulièrement chargée, notamment avec la troisième visite décennale du réacteur n°2 et un arrêt concomitant sur le réacteur n°1. L'exploitant a tenu compte du retour d'expérience des arrêts précédents.

En outre, de nombreux matériels ont été remplacés pour améliorer l'état des installations.

En 2012, le site s'est distingué notamment en matière de maintenance préventive lors des arrêts (par exemple changement des générateurs de vapeur du réacteur n°2), et a fait preuve d'une réactivité importante pour intégrer les exigences réglementaires. La réalisation des travaux liés à la poursuite de fonctionnement du réacteur n°1, dans les délais imposés par l'ASN, permet d'améliorer le niveau de sûreté de l'installation.

Flamanville

En 2011 et 2012, l'ASN a considéré que les performances du site rejoignaient globalement l'appréciation générale des performances que l'ASN portait sur EDF.

En 2011, le site devait poursuivre ses efforts dans les domaines organisationnels et de la culture de sûreté et devait également progresser dans la maîtrise des arrêts de réacteur en termes de réactivité et d'anticipation des dossiers techniques à enjeux de sûreté.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

En 2012, le site a poursuivi ses efforts pour résorber un retard ancien et conséquent dans le traitement de certaines interventions de maintenance. Toutefois, le site devra progresser dans la préparation, la réalisation et le contrôle des activités de maintenance. Le site devra, en outre, renforcer les pratiques de fiabilisation lors de la réalisation des interventions dans les installations.

Golfech

En 2011 et 2012, l'ASN a considéré que les performances du site rejoignaient globalement l'appréciation générale que l'ASN portait sur EDF et que celles en matière de radioprotection se distinguaient de manière positive.

Les équipes de conduite ont assuré une surveillance satisfaisante des installations mais l'ASN a relevé un manque de rigueur dans la préparation, la réalisation et le contrôle de second niveau des opérations d'exploitation ainsi que dans la surveillance des activités de maintenance réalisées par des prestataires. Par ailleurs, la prise en compte du risque sismique et la gestion des situations d'urgence devront être améliorées ainsi que la surveillance exercée sur ses prestataires lors des opérations de maintenance, plusieurs écarts ayant été détectés tardivement.

Gravelines

En 2011 et 2012, 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, le site doit progresser dans la rigueur d'exploitation, l'analyse des événements significatifs sûreté et la qualité des interventions de maintenance à l'origine d'une augmentation du nombre des événements significatifs sûreté. L'exploitant devra également traiter les écarts de conformité de certains équipements pouvant être affectés en cas de séisme.

En 2012, EDF a poursuivi le programme des troisièmes visites décennales du site de Gravelines. L'ASN a examiné les résultats des contrôles effectués sur le réacteur n°1 affecté d'une fissure sur une pénétration en fond de cuve du réacteur. L'ASN a autorisé le redémarrage de ce réacteur sous réserve de la mise en place de mesures compensatoires et d'une obligation de réparation au prochain arrêt. De plus, l'ASN a analysé les résultats des contrôles effectués sur le réacteur n°3 dont les générateurs de vapeur qui ont été remplacés au cours de la visite décennale.

L'ASN a relevé en 2011 et 2012 l'évolution positive d'EDF dans la prise en compte des risques industriels dans l'environnement du site. Ces efforts doivent être poursuivis, notamment sur le dossier du terminal méthanier qui est en cours de construction à proximité du site.

Une mission OSART a été menée sur le site de Gravelines par une équipe de 14 experts de l'AIEA (Agence Internationale de l'Énergie Atomique) en novembre 2012. Il s'agit de la première évaluation de l'AIEA en France après l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi et cette mission a permis l'examen de nombreux thèmes relatifs à la sûreté nucléaire, à la radioprotection, à la protection incendie et à la gestion des situations d'urgence.

Nogent-sur-Seine

En 2011 et 2012, l'ASN a considéré que les performances du site rejoignaient globalement l'appréciation générale des performances que l'ASN portait sur EDF.

Le site ne progresse plus sur la rigueur d'exploitation. L'année 2011 a été marquée par des erreurs de lecture des règles de conduite des installations et des défaillances dans la gestion des consignations de matériels. De plus, la diffusion du retour d'expérience au sein des équipes de conduite devait être améliorée. L'année 2012 s'est illustrée par des erreurs en matière de lignage de circuits ainsi que par une surveillance insuffisante lors du pilotage des générateurs de vapeur. Ce second point souligne la fragilité des moyens humains disponibles en salle de commande.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

En outre, les performances du site en matière de maintenance, et plus spécifiquement en matière de surveillance des prestataires, étaient en retrait par rapport à l'appréciation générale portée sur le parc d'EDF.

Paluel

En 2012, l'ASN a considéré que les performances du site en matière de sûreté nucléaire étaient en retrait par rapport à cette appréciation générale, contrairement à 2011.

En 2011 et 2012, plusieurs événements significatifs déclarés par le site, dont une grande majorité en phase de redémarrage d'un réacteur après arrêt pour maintenance, ont mis en évidence des insuffisances en matière de culture de sûreté, de préparation des interventions ainsi que du contrôle et de la surveillance des activités de maintenance.

En 2012, la gestion des trois arrêts de réacteurs a été difficile, marquée par de nombreux aléas techniques sur des matériels importants pour la sûreté et qui ont nécessité des réparations prolongées. Le site devra donc progresser dans ce domaine dans la perspective des prochaines visites décennales.

Penly

En 2011 et 2012, l'ASN a considéré que les performances du site de Penly se sont distinguées de manière positive par rapport à l'appréciation générale que l'ASN portait sur EDF.

Le site reste globalement sur la dynamique des années précédentes. Toutefois, le site devra renforcer son organisation concernant la surveillance des prestataires lors des arrêts de réacteur, et notamment pour ce qui concerne les ressources allouées sur le terrain.

Au dernier trimestre 2011, le réacteur 1 a effectué sa seconde visite décennale.

Saint-Alban

Après trois années en retrait par rapport à l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF, l'ASN a considéré que les performances du site ont rejoint globalement en 2012 l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF.

L'ASN note en particulier que le site a amélioré le grément de sa filière indépendante de sûreté et renforcé la robustesse des analyses qu'elle produit. En outre, le directeur du site de Saint-Alban ainsi que le directeur de la division production nucléaire d'EDF ont défini en 2012 des actions structurantes qu'ils entendaient déployer pour répondre aux constats formulés par l'ASN à la suite de l'inspection de revue qu'elle a menée en septembre 2011. Aussi, à la lumière des inspections réalisées en 2012, l'ASN note que même s'ils restent fragiles, les résultats en matière de sûreté nucléaire du site sont globalement en amélioration, les actions de fond lancées par EDF commençant à porter leur fruit. Toutefois cette amélioration devra s'inscrire dans la durée.

Saint-Laurent-des-Eaux

En 2011 et 2012, l'ASN a considéré que les performances du site rejoignaient globalement l'appréciation générale portée sur EDF.

En 2012, des progrès importants ont été réalisés par le site sur la majorité des points faibles identifiés les années précédentes, tels que les défauts de contrôles techniques ou la préparation et la coordination des interventions. Néanmoins, une attention particulière doit être portée à la maîtrise des documents d'exploitation.

Tricastin

En 2012, l'ASN a considéré que les performances du site rejoignaient globalement l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF alors qu'elles se distinguaient de manière positive en 2011. Ces performances doivent être notablement améliorées en matière d'essai périodique, de

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

requalification des matériels après intervention et, dans une moindre mesure, en matière de lignage ainsi que de mise en configuration des circuits. En outre, le site devra également veiller à assumer pleinement sa responsabilité d'exploitant concernant les dossiers qu'il présente à l'ASN.

En outre, l'ASN a imposé en 2011 au site d'améliorer sa protection vis-à-vis du risque d'inondation au moyen de la réalisation de travaux sur l'ouvrage hydraulique de Donzère - Mondragon. En juin 2012, EDF a déposé un dossier de demande d'autorisation pour mettre en œuvre ces travaux.

14.2.4.2 Les réacteurs de recherche

14.2.4.2.1 Les réexamens de sûreté 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 de sûreté 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. A 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. A l'issue de cette analyse, les groupes permanents ont formulé une dizaine de recommandations.

14.3 Application des méthodes probabilistes d'évaluation des risques

14.3.1 Les demandes de l'ASN

14.3.1.1 Les réacteurs électronucléaires

La démonstration de sûreté de ces installations repose en premier lieu sur une approche déterministe, par laquelle l'exploitant garantit la résistance de l'installation à des accidents de référence. Cette approche est complétée par des études probabilistes de sûreté (EPS) basées sur une investigation systématique des scénarios accidentels pour évaluer la probabilité d'arriver à des conséquences inacceptables. Elles permettent d'obtenir une vue globale de la sûreté, intégrant aussi bien la tenue des équipements que le comportement des opérateurs.

Les EPS aident à estimer le caractère satisfaisant des dispositions retenues par l'exploitant. Elles permettent de hiérarchiser les problèmes de sûreté relatifs à la conception ou à l'exploitation des réacteurs et constituent un outil de dialogue entre les exploitants et l'administration.

Les EPS sont développées et mises en œuvre en conformité avec la règle fondamentale de sûreté 2002-01 relative au développement et à l'utilisation des études probabilistes de sûreté. La règle couvre les aspects suivants :

- Doctrine française en matière d'EPS ;
- Domaine de couverture des EPS ;
- Méthodes acceptables pour la réalisation des EPS de niveau 1 – agressions internes ;
- Applications acceptables des EPS.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Les applications acceptables prévues par cette règle fondamentale de sûreté concernent les réexamens de sûreté, l'analyse probabiliste des événements, les projets d'installations nouvelles, la détermination de l'importance des systèmes de sûreté et les spécifications techniques d'exploitation.

Pour les réacteurs existants, la pratique consiste à réaliser une EPS pour chaque série de réacteurs semblables et à la mettre à jour à l'occasion de chaque réexamen de sûreté. L'ASN a demandé à EDF de développer chaque EPS en conformité avec cette règle fondamentale de sûreté.

Pour les futurs réacteurs (cas de l'EPR), le développement des EPS s'effectue en même temps que se précise la conception de façon à mettre en évidence des situations comportant des défaillances multiples pour lesquelles des dispositions devront être prises pour en réduire la fréquence ou en limiter les conséquences.

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 va demander des analyses probabilistes de sûreté aux exploitants des réacteurs de recherche.

14.3.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Les EPS apportent une aide dans la hiérarchisation et la définition des actions à mener compte tenu du risque encouru et participent à l'optimisation de la conception et de l'exploitation des tranches.

Les EPS sont utilisées lors du réexamen de sûreté pour évaluer la fréquence de fusion du cœur et son évolution par rapport à l'évaluation faite à l'issue de l'examen précédent, en intégrant une analyse des modifications des caractéristiques des systèmes et des pratiques d'exploitation. Dans ce cadre, l'objectif probabiliste global de la fréquence de fusion du cœur est cohérent avec les recommandations de l'INSAG 12.

En complément, les EPS participent également à deux activités mises en œuvre dans le cadre d'un réexamen :

- la définition du domaine complémentaire ;
- la démarche Coût – Bénéfice – Sûreté.

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

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

Tableau 5 : EPS actuellement disponibles et les principales catégories d'événement initiateurs retenus par palier des réacteurs français

Palier	Événements pris en compte pour les EPS de niveau 1 et 2
Réacteurs de 900 MWe (CP0-CPY)	Défaillances internes au réacteur (EPS 1 et 2) Incendie (EPS 1) SMA séisme (Tricastin)
Réacteurs de 1300 MWe (P4-P'4)	Défaillances internes au réacteur (EPS 1 et 2) Pour le réexamen associé à la 3ème visite décennale, seront également pris en compte : <ul style="list-style-type: none">○ les événements liés à la piscine BK (EPS 1 et 2) ;○ l'incendie et l'inondation internes (EPS 1) ; En outre, des études ont été réalisées pour vérifier la possibilité d'étendre les EPS 1 au séisme, aux agressions climatiques extrêmes et à l'inondation externe.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Réacteur de 1450 MWe (N4)	Défaillances internes au réacteur (EPS 1). Une EPS de niveau 2 ainsi qu'une EPS incendie (niveaux 1 et 2) seront réalisées pour le prochain réexamen.
Réacteur de 1650 MWe (EPR) en construction	En vue de la demande d'autorisation de mise en service, l'EPS de niveau 1 sera révisée et l'EPS de niveau 2 établie. Elles prendront en compte : <ul style="list-style-type: none">○ les événements internes au réacteur ;○ les événements liés à la piscine BK ;○ le séisme ;○ l'incendie et l'explosion internes (approche par initiateur) ;○ l'inondation interne.

Analyse probabiliste des événements du parc en exploitation

Les objectifs principaux de l'analyse probabiliste des événements sont la hiérarchisation des événements en fonction de la probabilité conditionnelle de fusion du cœur et l'évaluation de la pertinence des actions correctives.

A ces objectifs principaux s'ajoutent deux autres objectifs qui sont l'enrichissement de la culture de sûreté de l'exploitant et l'amélioration des EPS.

Cet exercice est réalisé par l'exploitant avec une périodicité annuelle depuis 1994.

Eclairage EPS pour les 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.

14.3.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

14.3.3.1 Les réacteurs du CEA

Pour ce qui concerne les réacteurs de recherche, la spécificité de chacun rend difficile la réalisation d'EPS qui ne sont pas effectuées pour ces installations, mais l'ASN va demander des analyses probabilistes de sûreté.

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

En vue du prochain réexamen de sûreté 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, basée sur une approche déterministe, mais également sur des EPS.

14.3.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

L'ASN porte une appréciation globalement positive sur les évolutions apportées par EDF aux EPS de niveau 1 dans le cadre des réexamens. L'ASN constate l'intérêt des EPS relatives aux agressions, plus particulièrement à celles qui concernent l'incendie et l'inondation interne.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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'ASN estime que les méthodes et hypothèses retenues pour l'EPS « événements internes » respectent globalement les préconisations de la règle fondamentale de sûreté (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 des systèmes telles que les données de fiabilité des matériels. L'ASN considère que les EPS doivent utiliser des données de fiabilité représentatives du retour d'expérience le plus récent.

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

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 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'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 partielles ou des études de marges doivent être menées pour ces agressions en vue des prochains réexamens de sûreté.

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. Cette proposition est en cours d'examen à l'échelle européenne et sa publication est prévue courant 2013.

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 ».

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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 (voir § 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 de l'environnement

Les objectifs de la surveillance radiologique de l'environnement permet 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 l'information du public.

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 réseau national de mesures de la radioactivité de l'environnement (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 décrit les modalités de fonctionnement du RNM 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.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Les mesures non réglementaires réalisées par des laboratoires agréés peuvent également être mises à disposition du public. En moyenne 15 000 mesures sont ainsi ajoutées chaque mois et plus de 750 000 résultats de mesures ont été transmis depuis 2009.

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.

A 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

La surveillance générale du niveau de radioactivité du territoire est assurée par l'IRSN.

La surveillance de l'environnement réalisée par l'IRSN se fait au travers de réseaux de mesure et de prélèvement dédiés à la surveillance de l'air, des eaux de surface et des eaux souterraines, de la chaîne alimentaire de l'homme et de la surveillance continentale terrestre.

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 qui s'appuie sur 163 balises de mesure. Le plan de rénovation en cours prévoit un accroissement du réseau composé d'environ 450 sondes à l'horizon 2015,
 - le réseau Hydrotéleay (surveillance des fleuves)
- 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 (réseaux de prélèvements, OPERA²² notamment).

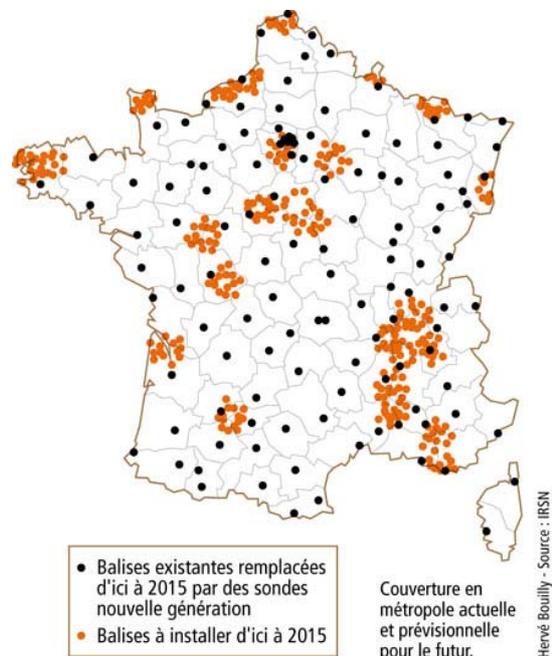


Figure 3 : Réseau Téléray en 2015 (Source IRSN)

15.1.2.2.5 Les déchets et les effluents radioactifs

²² <http://www.irsn.fr/FR/Larecherche/outils-scientifiques/installations-moyens-experimentaux/Opera/Pages/reseau-Opera-Air.aspx>

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

La gestion des déchets et des effluents en provenance des INB et des ICPE est soumise aux dispositions des régimes réglementaires particuliers concernant ces installations.

Bien que la directive 96/29 Euratom le permette, la réglementation française n'a pas repris la notion de seuil de libération, ni pour les effluents, ni pour les déchets solides. Toutefois, pour les effluents issus des INB, des autorisations de rejets fixent des limites à ne pas dépasser, les conditions de rejets et les procédures de surveillance environnementale.

En pratique, l'élimination des déchets et effluents est contrôlée au cas par cas lorsque les activités qui les produisent sont soumises à un régime d'autorisation (cas des INB et des ICPE), ou peut faire l'objet de prescriptions lorsque ces activités sont soumises à déclaration.

Les rejets des INB

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

L'ASN définit les prescriptions relatives aux rejets issus de l'INB, celles plus spécifiques fixant les limites des rejets de l'INB dans l'environnement sont soumises à l'homologation des ministres chargés de la sûreté nucléaire. Depuis le 1^{er} juillet 2012, les projets de modification d'une INB susceptibles de provoquer un accroissement significatif de ses prélèvements d'eau ou de ses rejets dans l'environnement font 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 § 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'ASN²³. Cette décision améliore la protection des populations les plus sensibles (foetus et jeunes de moins de 18 ans) et accorde la pratique française à celle des pays limitrophes. 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.

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

²³ Décision ASN du 18 août 2009

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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, exposés à des rayonnements ionisants. Il procède à la transposition en droit français des directives Euratom 96/29 précitée et Euratom 90/641 concernant la protection des travailleurs extérieurs risquant d'être exposés à des rayonnements ionisants au cours de leur intervention en zone contrôlée.

Le lien entre le code de la santé publique et le code du travail est établi ; les règles concernant la protection des travailleurs ont fait l'objet d'un décret spécifique dont les dispositions sont incluses dans le code du travail.

Le code du travail fixe également pour l'ensemble des travailleurs (salariés ou non) susceptibles d'être exposés dans le cadre de leur activité professionnelle des dispositions relatives notamment :

- aux limites de dose 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 cm², quelle que soit la surface exposée,
- 150 mSv pour le cristallin ;

Il existe également une limite de dose pour la femme enceinte ou plus précisément 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.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

15.1.3.2 Le zonage

La réglementation²⁴ 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 prend en compte la dose efficace pour l'exposition externe et le cas échéant interne de l'organisme entier, les doses équivalentes pour l'exposition externe des extrémités et le cas échéant des débits de dose au niveau de l'organisme entier. 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) ont été étendues à la délimitation des zones de travail sous rayonnement ionisant ainsi qu'à l'étude des postes de travail exposés et des mesures destinées à réduire les expositions (optimisation). Pour la réalisation de ces missions, la PCR a accès aux données de la dosimétrie passive et opérationnelle.

La réglementation²⁵ distingue trois secteurs d'activités différents :

- Le secteur « médical », regroupant les activités nucléaires et radiologiques destinées à la médecine préventive et curative;
- Le secteur « INB – ICPE », regroupant les établissements dans lesquels sont implantées une ou plusieurs INB ainsi que ceux comprenant une ICPE soumise à autorisation;
- Le secteur « industrie et recherche » regroupant les activités nucléaires (code du travail).

La formation comporte un module théorique et un module pratique, spécifique à chacun des secteurs. Le formateur doit être certifié par un organisme accrédité par le Comité français d'accréditation (COFRAC).

Il est possible de faire appel à une PCR ne faisant pas partie des salariés de l'entreprise (dite externe) où est exercée l'activité nucléaire (pour les activités nucléaires soumises à déclaration).

15.1.3.4 Le suivi dosimétrique des travailleurs²⁶

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 réglementation²⁷. L'ASN instruit les demandes d'agrément.

Le système de surveillance des expositions externes des personnes travaillant dans les installations où sont utilisés les rayonnements ionisants a été mis en place depuis plusieurs décennies. Fondé principalement sur le port obligatoire du dosimètre passif pour les travailleurs susceptibles d'être exposés, il permet de vérifier le respect des limites réglementaires applicables aux travailleurs.

Les données enregistrées permettent de connaître la dose d'exposition cumulée sur une période déterminée. Elles sont rassemblées dans le système SISERI 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 ;

²⁴ Arrêté du 15 mai 2006.

²⁵ Arrêté du 26 octobre 2005 relatif aux modalités de formation de la PCR et de certification du formateur.

²⁶ Informations issues du bilan « La radioprotection des travailleurs - Exposition professionnelle aux rayonnements ionisants en France : bilan 2011 » publié par l'IRSN. Référence PRP-HOM/2012-007.

²⁷ Arrêtés du 6 décembre 2003 modifié et du 30 décembre 2004.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

- 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 ;
- la dosimétrie du personnel navigant, dont les résultats sont transmis par les compagnies aériennes ;
- la surveillance de l'exposition au radon ou à la radioactivité naturelle, dont les résultats sont fournis par les organismes agréés.

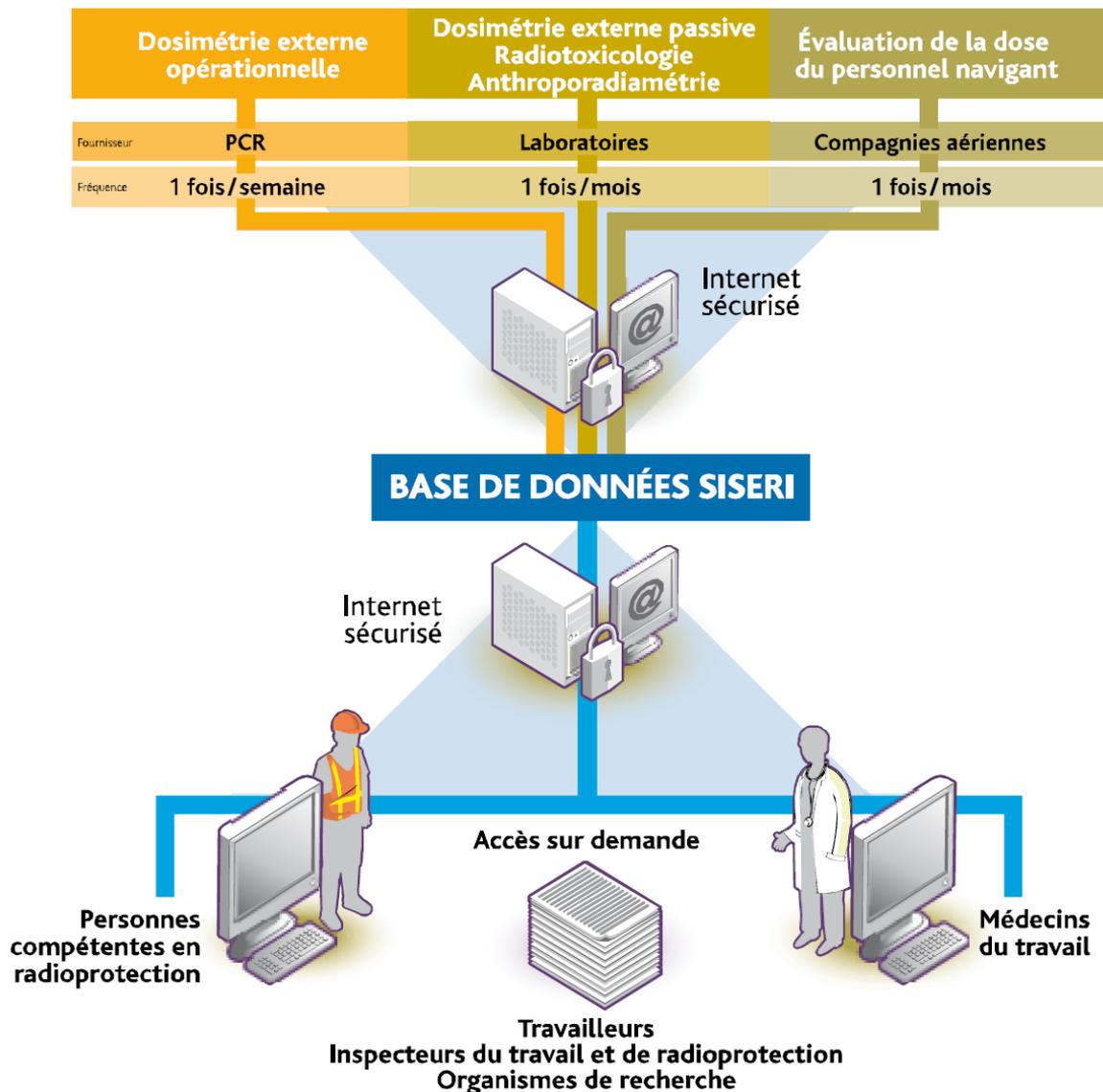


Figure 4 : Fonctionnement du système SISERI (source IRSN)

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.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

15.1.3.5 Les contrôles de radioprotection

Les contrôles de radioprotection peuvent être confiés à l'IRSN, au service compétent en radioprotection ou à des organismes agréés²⁸. La nature et la fréquence des contrôles techniques de radioprotection sont définies par la réglementation²⁹.

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

Toute action visant à réduire les doses reçues par le personnel doit commencer par une bonne connaissance des doses collectives et individuelles. 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 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.

Pour mieux optimiser et diminuer les doses des personnes exposées, EDF a lancé en 1992 une politique ALARA 1, redynamisée en 2000. Des gains importants ont alors été obtenus puisque la dose collective par an et par réacteur est passée de 2,4 homme.Sv en 1992 à 0,67 homme.Sv/ tranche en 2012.

Concernant la dose individuelle, les doses des intervenants les plus exposés a été fortement réduite en 2012. Fin 2012, il n'y a plus d'intervenant (personnel EDF et prestataires) dont la dose annuelle est comprise entre 16 et 20 mSv (pour 2 fin 2011), il y a 3 intervenants dont la dose annuelle est > 14 mSv (pour 20 fin 2011) et on dénombre 263 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. A ce jour, 14 réacteurs utilisent ce dispositif qui devrait démontrer son efficacité à terme.

D'autre part, comme dans tout parc de réacteurs nucléaires, il existe des disparités au niveau des résultats dosimétriques des sites. Aussi l'ingénierie nationale propose-t-elle depuis 2003 d'aider les sites à comprendre et traiter la pollution radiologique de leurs circuits.

La réussite des opérations de décontamination menées en 2004 sur des circuits du réacteur 2 de Chinon avec l'appui national a permis de valider la méthode. Depuis, Flamanville 1 a été assaini en

²⁸ La liste des organismes agréés est disponible sur le site www.asn.fr.

²⁹ Arrêté du 26 octobre 2005 modifié par l'arrêté portant homologation de la décision de l'ASN du 4 février 2010.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

2006, Gravelines 3 en 2007, Bugey 2 en 2008 et Blayais 4 en 2009, Gravelines 2 en 2010, Civaux 1 en 2011, Bugey 3 et Cruas 4 en 2012.

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 télé-dosimètres. Ce dernier conseille l'intervenant et contrôle que l'évolution de la dose reçue est conforme aux prévisions. Une expérimentation de poste de supervision centralisé a été réalisée sur trois sites. La décision de généraliser à l'ensemble des sites a été prise en 2012. Son installation sur chaque CNPE devrait avoir lieu 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.

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) dans une moindre mesure, 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 réglementaire. 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 centrales et qui évalue tous les sites. Ces derniers sont ainsi classés selon un système de notation qui fait l'objet d'une attention particulière de la part de la Direction de la Production Nucléaire. 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 division production nucléaire.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

15.2.2 La radioprotection du public

15.2.2.1 Rejets d'effluents

Depuis plusieurs années, EDF a maintenu ses efforts de réduction, et de maîtrise des rejets.

15.2.2.2 La surveillance de l'environnement

Un suivi radio-écologique est 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'impact des installations.

De plus, les sites réalisent des bilans décennaux comparables au « point zéro » effectué au moment de la mise en service du premier réacteur d'un site. Les analyses des résultats des suivis radio-écologiques et des bilans décennaux confirment l'absence d'impact des rejets atmosphériques sur le milieu terrestre.

Dans le milieu aquatique, des radioéléments provenant des rejets liquides des centrales sont détectés à l'état de traces dans les sédiments et végétaux aquatiques en aval proche du point de rejet.

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 service de permanence.

Le suivi radiologique du personnel est assuré sur chaque site par des équipes spécialisées qui ont en charge l'attribution et le contrôle des dosimètres passifs des salariés du CEA. L'ensemble des valeurs relevées est communiqué à l'IRSN. 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 salariés des entreprises prestataires sont suivis par des laboratoires agréés, dont l'IRSN, qui leur délivrent les films dosimétriques et les résultats après exploitation des dosimètres. Le suivi est complété par des dosimètres individuels remis et analysés par les équipes CEA compétentes sur le site.

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 prestataires. Pour ces opérations comportant un risque d'exposition aux rayonnements ionisants, l'entreprise extérieure prestataire dispose, conformément aux dispositions réglementaires, d'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 (2010, 2011 et 2012) : aucun salarié CEA n'a été exposé à une dose annuelle supérieure à 5 mSv (dosimétrie de référence), la dosimétrie collective annuelle sur cette période reste inférieure à 0,6 homme.Sv, pour les salariés CEA ainsi que pour les salariés d'entreprises extérieures. La dose individuelle moyenne ne dépasse pas 0,11 mSv aussi bien pour les salariés CEA que pour les salariés d'entreprises extérieures. (dosimétrie opérationnelle).

Le programme de surveillance de l'environnement est établi et assuré, au niveau de chaque site, par les services compétents en radioprotection, 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.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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 9 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 (2010, 2011 et 2012), aucun agent n'a reçu une dose annuelle supérieure à 5 mSv et la dosimétrie totale (personnel, chercheurs, prestataires) sur cette période est de 0,2 homme.Sv, soit une dose totale moyenne annuelle faible de 0,07 homme.Sv, la dose individuelle moyenne ne dépassant pas 0,2 mSv. La dosimétrie moyenne totale reste inférieure à 0,03 mSv pour les 2 400 personnes portant un dosimètre.

Pour les années 2010, 2011 et 2012, les rejets gazeux ont été de l'ordre de 20 à 30 % de l'autorisation en carbone 14, de l'ordre de 10 à 20 % de l'autorisation de rejet en tritium et gaz rares, de quelques pour-cent pour les autres catégories de radioéléments.

Les rejets liquides sont inférieurs à 40 % 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.

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. En particulier la dose collective

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

par réacteur et la dose individuelle ont légèrement diminué en 2012. Cette diminution est en partie liée à un volume d'activités de maintenance plus faible qu'en 2011.

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.

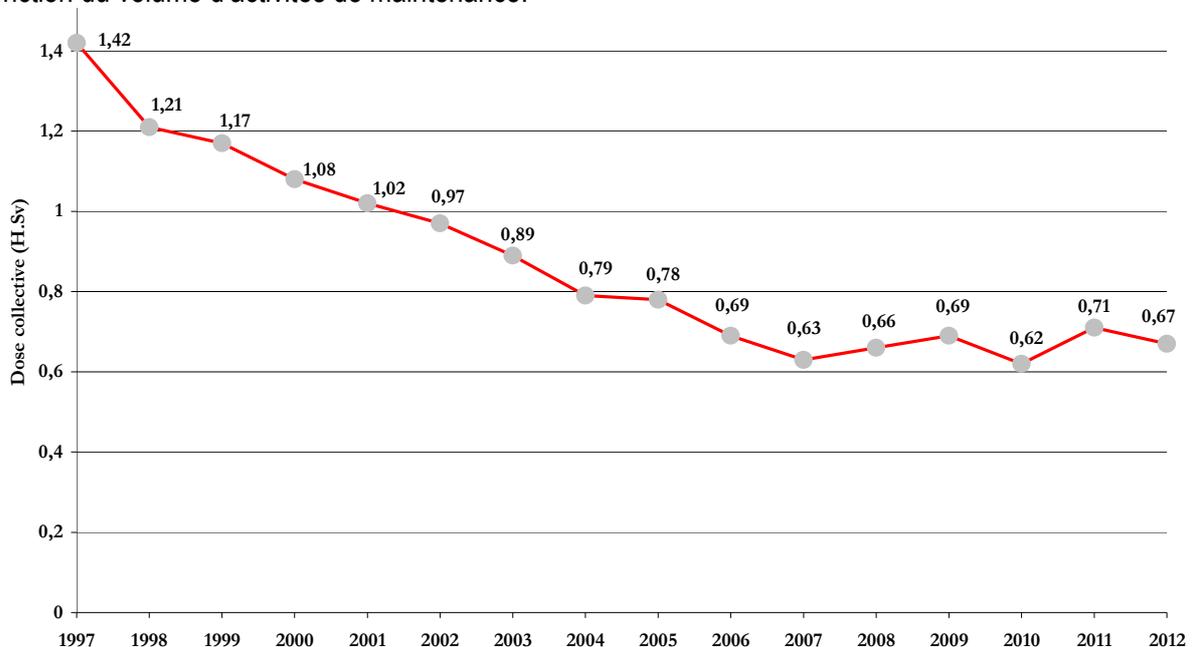


Figure 5 : Dose collective moyenne par réacteur (données EDF)

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.

Par ailleurs, l'ASN note en 2012, alors que des progrès significatifs avaient été réalisés depuis plusieurs années, une recrudescence d'événements concernant les opérations de radiographie industrielle, en particulier la qualité du balisage de la zone d'opération.

Enfin, EDF doit s'améliorer sur la qualité et la prise en compte des analyses de risques, la maîtrise de la contamination des zones contrôlées, la surveillance de l'application des règles de radioprotection, la gestion des appareils mobiles de radioprotection et le déploiement jusqu'aux intervenants du retour d'expérience et des bonnes pratiques.

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.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

- 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 ci-dessous présente le bilan de la dosimétrie passive externe pour les salariés faisant l'objet d'une surveillance dosimétrique.

Tableau 6 : Bilan de la dosimétrie passive externe sur l'exercice 2009-2011

	2009	2010	2011
Nombre de salariés faisant l'objet d'une surveillance dosimétrique	7100	7021	6888
Dosimètres présentant une dose < au seuil de détection	87 %	85%	87%

15.4.2 Exposition de la population et de l'environnement

15.4.2.1 Le contrôle des rejets dans l'environnement des centrales électronucléaires

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. Ils sont également transmis au RNM (Voir § 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 réalisés dans les rejets. 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).

La nature de la surveillance de l'environnement autour des centrales nucléaires est présentée en Annexe 4.

Malgré une dynamique positive déjà relevée les années précédentes et une organisation en matière d'environnement satisfaisante sur la plupart des sites, l'ASN observe en 2012 encore de nombreux écarts sur l'ensemble des sites et estime que les performances dans ce domaine restent perfectibles.

Dans un futur proche, l'ASN poursuivra ses démarches avec l'exploitant concernant l'optimisation des rejets, conformément aux actions décidées à la suite de la réunion du GPR de 2009 relative à la gestion des effluents radioactifs et chimiques associés des centrales nucléaires en exploitation.

En 2011, l'ASN a achevé l'instruction des dossiers de rejets d'effluents et de prélèvements d'eau des centrales nucléaires de Dampierre et de Civaux.

En 2012, l'ASN a poursuivi l'instruction des dossiers relatifs aux rejets d'effluents et aux prélèvements d'eau des centrales nucléaires de Cruas-Meysses, de Belleville-sur-Loire, de Cattenom et du Bugey.

L'ASN a également initié l'instruction des dossiers de Saint-Alban-Saint-Maurice, Saint-Laurent-des-Eaux et de Fessenheim. Elle veillera 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.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

15.4.2.2 Les réacteurs de recherche

Les autorisations de rejets et de prélèvements d'eau du CEA de Fontenay-aux-Roses sont encadrées par des arrêtés ministériels datant de 1988. L'obsolescence de ces textes, qui ne tiennent pas compte des évolutions du statut des INB existantes, de leurs activités et des modifications de rejets induits, a conduit l'ASN à demander au CEA de déposer un dossier de modification des prescriptions relatives aux rejets et prélèvements, qui a été transmis début 2013. Ce dossier est en cours d'instruction.

En ce qui concerne le site de Marcoule, les rejets liquides des INB civiles sont actuellement traités 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 l'INBS de Marcoule.

Les rejets et prélèvements d'eau du CEA de Cadarache n'ont pas été modifiés récemment.

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 fixée par un ensemble de textes juridiques portant sur la sûreté nucléaire, la radioprotection, l'ordre public et la sécurité civile ainsi que les plans d'urgence.

La loi du 13 août 2004 relative à la modernisation de la sécurité civile définit de nouvelles orientations. Elle prévoit notamment un recensement actualisé des risques, la rénovation de la planification opérationnelle, la réalisation d'exercices impliquant la population, l'information et la formation de la population, la veille opérationnelle et l'alerte. Plusieurs décrets d'application de cette loi ont été adoptés au cours de l'année 2005 et notamment :

- le décret n° 2005-1158 du 13 septembre 2005 relatif aux plans particuliers d'intervention, terme français pour désigner les plans d'urgence externes ;
- le décret n° 2005-1157 du 13 septembre 2005 relatif au plan ORSEC ;
- le décret n° 2005-1156 du 13 septembre 2005 relatif au plan communal de sauvegarde.

La loi TSN prévoit que l'ASN assiste le Gouvernement pour toutes les questions de sa compétence et précise ses missions. Elles sont détaillées au § 16.2.

Le domaine de la crise nucléaire et plus généralement des situations d'urgence radiologique est précisé dans les directives interministérielles citées ci-dessous. L'organisation des pouvoirs publics ainsi que celle de l'exploitant sont présentées dans le schéma ci-après. Celui-ci est adapté au cas d'un accident dans un réacteur d'EDF. Une organisation analogue est mise en place lorsqu'il s'agit d'un autre exploitant nucléaire ou à l'occasion d'un accident impliquant le transport de matières radioactives.

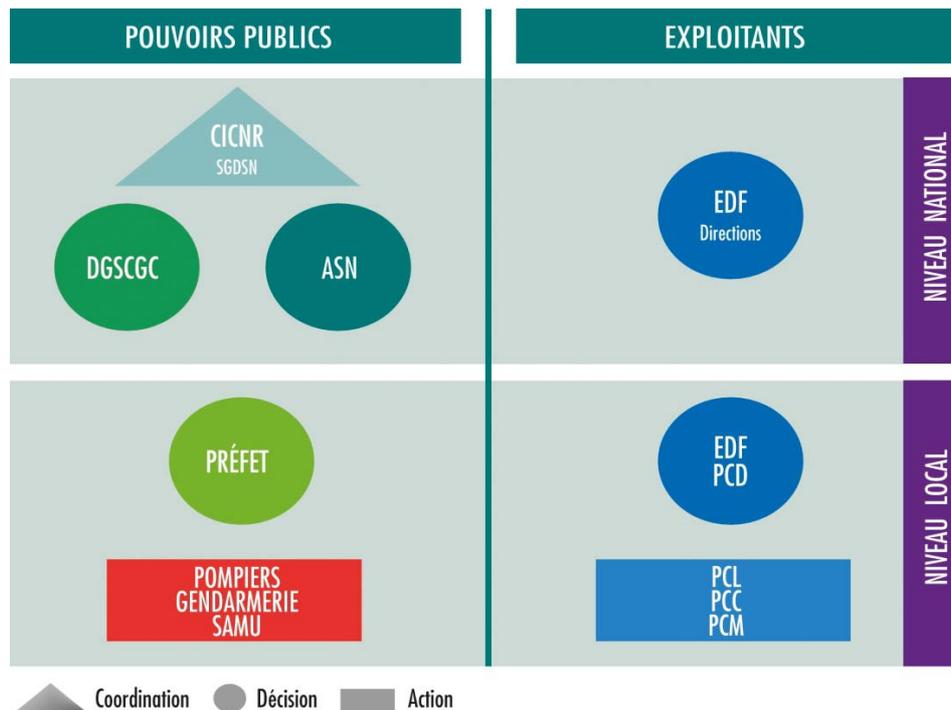


Figure 6 : Organisation de crise en cas d'accident qui affecterait un réacteur nucléaire exploité par EDF

CICNR : Comité interministériel aux crises nucléaires ou radiologiques ;
 SGDSN : Secrétariat général de la défense et de la sécurité nationale ;
 DGSCGC : Direction générale de la sécurité civile et de la gestion des crises.

Indépendamment des accords bilatéraux sur les échanges d'informations en cas d'incident ou d'accident pouvant avoir des conséquences radiologiques, la France est partie à la Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire et applique la décision du Conseil des Communautés européennes du 14 décembre 1987 concernant les modalités communautaires pour l'échange rapide d'informations dans le cas d'une situation d'urgence radiologique. La France est aussi partie à la Convention 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.

Des exercices sont réalisés de façon régulière, à la fois pour entraîner les équipes de crise et pour tester les moyens et les organisations en vue d'identifier et de corriger les dysfonctionnements éventuels.

16.1.1 L'organisation au niveau local

- Seuls deux intervenants sont habilités à prendre des décisions opérationnelles en situation de crise :
- L'exploitant de l'installation nucléaire accidentée doit mettre en œuvre le plan d'urgence interne (PUI) qu'il a l'obligation de préparer ;
 - Le préfet du département où se trouve l'installation a la charge de décider les mesures nécessaires pour assurer la protection de la population et des biens menacés par l'accident. Il agit dans le cadre du plan particulier d'intervention (PPI) qu'il a spécialement préparé autour de l'installation considérée.

Le contenu et les objectifs de ces plans d'urgence sont détaillés au §16.1.3.1.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

16.1.2 L'organisation au niveau national

Les ministères concernés ainsi que l'ASN s'organisent pour conseiller le préfet sur les mesures à prendre, notamment en lui fournissant, comme le fait également l'exploitant, les informations et avis susceptibles de lui permettre d'apprécier l'état de l'installation, l'importance de l'incident ou de l'accident et ses évolutions possibles.

Les principaux intervenants sont les suivants :

- **Ministère chargé de l'intérieur** : 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 ;
- **Ministère chargé de la santé** : il assure la mission de protection sanitaire des personnes contre les effets des rayonnements ionisants ;
- **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 ;
- **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 ;
- **Premier ministre** : il peut mettre en place une cellule de crise et s'appuie sur le secrétariat général de la défense et de la sécurité nationale (SGDSN) chargé notamment de veiller à la cohérence interministérielle des mesures planifiées en cas d'accident, à la planification d'exercices et à leur évaluation. Une Cellule interministérielle de crise (CIC) s'est ainsi réunie de nombreuses fois à l'occasion de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi.
- **Météo France** : elle est chargée d'assister les pouvoirs publics, notamment en élaborant des prévisions météorologiques adaptées lors d'un rejet accidentel ou lorsqu'il existe un risque de rejet de matières dangereuses dans l'atmosphère ;
- **L'ASN** : elle est associée à la gestion des situations d'urgence radiologique. Elle conseille le gouvernement pour toutes les questions de sa compétence et informe le public de l'état de sûreté de l'installation à l'origine de la situation d'urgence. L'organisation de l'ASN s'appuie notamment sur ses divisions en région et sur son appui technique, l'IRSN.

16.1.3 Les plans d'urgence

16.1.3.1 Le principe général

L'application du principe de la défense en profondeur conduit à prendre en compte l'occurrence d'accidents graves de probabilité très faible dans l'élaboration des plans d'urgence, afin de définir les mesures nécessaires pour protéger le personnel du site et la population, et pour maîtriser l'accident sur le site.

Le PUI a pour objet de ramener l'installation dans 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. Le déclenchement du PUI est

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

décidé par l'exploitant sur la base de critères préétablis, portant sur l'état de l'installation ou de son environnement, ou à son initiative s'il juge que la situation le justifie.

Le PPI a pour objet de protéger à court terme les populations en cas de menace et d'apporter à l'exploitant l'appui des moyens d'intervention extérieurs. Il précise les missions des différents services concernés, les schémas de diffusion de l'alerte et les moyens matériels et humains. Le PPI est déclenché si des mesures de protection des populations s'avèrent nécessaires.

16.1.3.2 Les bases techniques et les contre-mesures des plans d'urgence

Les plans d'urgence doivent être préparés de façon à apporter une réponse appropriée aux accidents pouvant survenir sur une INB. Cela impose de définir des bases techniques, c'est-à-dire de retenir un ou plusieurs scénarios accidentels déterminant l'enveloppe des conséquences possibles, afin de déterminer la nature et l'ampleur des moyens à prévoir. La démarche repose principalement sur une approche théorique conservatrice conduisant à estimer des termes sources puis à calculer leur dispersion dans l'environnement et enfin à évaluer l'impact radiologique.

Sur la base de niveaux d'intervention mis à jour en 2009 par la décision de l'ASN n° 2009-DC-0153 du 18 août 2009 (voir le détail des actions de mise à l'abri, d'ingestion d'iode stable et d'évacuation au §15.1.2.4), il est alors possible de définir dans les PPI les actions de protection de la population paraissant justifiées pour limiter l'impact direct du rejet.

A titre d'exemple, l'accident envisageable sur un REP pourrait conduire à décider, dans un délai de 12 à 24 heures, la mise à l'abri des populations et l'ingestion d'iode stable dans un rayon de 10 km et l'évacuation des populations dans un rayon de 5 km.

Il faut noter que les PPI ne prévoient que les mesures d'urgence pendant les premières heures de l'accident. Ils ne préjugent pas des mesures qui pourraient être prises sur le plus long terme et à de plus grandes distances, dans le cadre d'autres planifications de type sécurité civile, ou post-accidentelles (voir §16.5.3).

16.2 Le rôle et l'organisation de l'ASN

En situation accidentelle, l'ASN, avec l'appui de l'IRSN, doit assurer une quadruple mission :

- contrôler et s'assurer du bien-fondé des dispositions prises par l'exploitant ;
- apporter son conseil au préfet ;
- participer à la diffusion de l'information ;
- assurer la fonction d'autorité compétente dans le cadre des conventions internationales.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

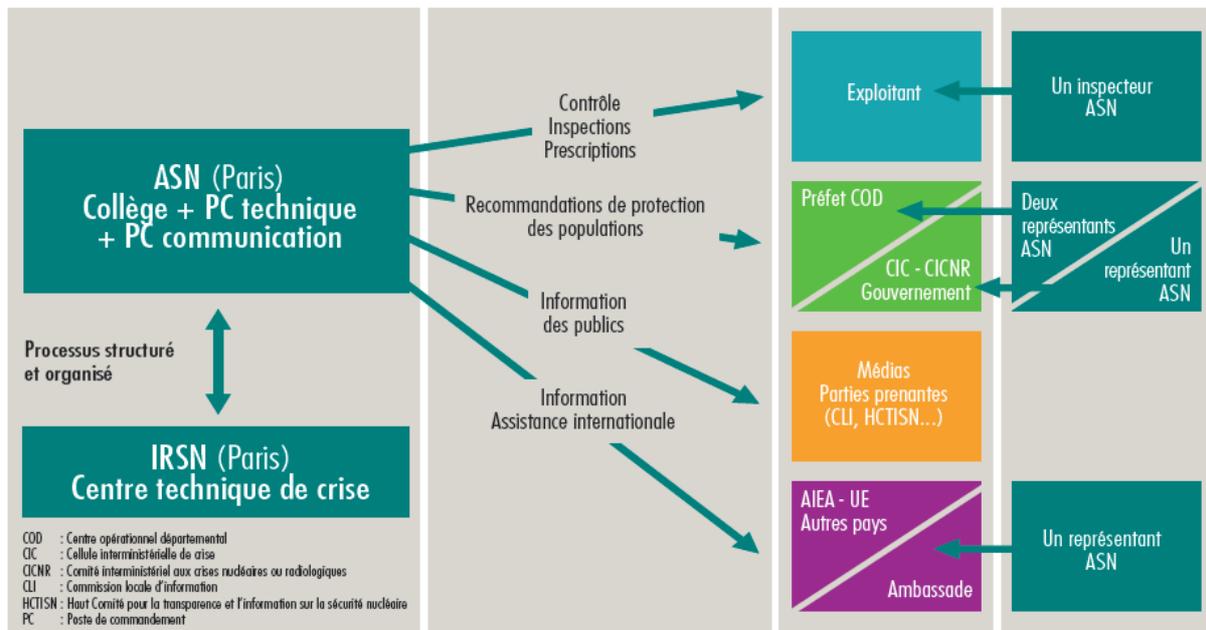


Figure 7 : Le rôle de l'ASN en situation de crise nucléaire

16.2.1 Le contrôle des actions menées par l'exploitant

Dans ce contexte particulier, l'ASN doit s'assurer que l'exploitant exerce pleinement ses responsabilités pour maîtriser l'accident, en limiter les conséquences et informer rapidement et régulièrement les pouvoirs publics, sans se substituer à lui dans la conduite technique pour faire face à l'accident. En particulier, lorsque plusieurs stratégies d'actions se présentent à l'exploitant pour maîtriser l'accident, certaines pouvant avoir des conséquences importantes sur l'environnement, il importe que l'ASN contrôle les conditions dans lesquelles le choix est fait par l'exploitant.

16.2.2 Le conseil au préfet

La décision par le préfet des mesures à prendre pour assurer la protection de la population dépend des conséquences effectives ou prévisibles de l'accident autour du site. Il appartient à l'ASN de faire part au préfet de sa position à ce sujet, à la suite de 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) et sur le pronostic (évaluation des développements possibles à court terme et notamment des rejets radioactifs). Cet avis porte également 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 :

- **information des médias et du public** : l'ASN contribue à l'information des médias et du public ; il importe que cette action soit assurée en étroite coordination avec les autres entités amenées à communiquer ;
- **information institutionnelle** : l'ASN tient informés les ministres concernés, ainsi que le SGDSN chargé d'informer le Président de la République et le Premier ministre ;
- **information des organismes de sûreté étrangers** : sans préjudice de l'application des conventions internationales signées par la France, l'ASN informe les organismes de sûreté étrangers.

16.2.4 La fonction d'autorité compétente au titre des conventions internationales

L'ASN assure la mission d'autorité compétente au titre des conventions internationales signées par la France (cf. § 16.1). À ce titre, elle réalise le recueil et la synthèse d'informations en vue d'assurer les

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

notifications et informations prévues par ces conventions traitant de l'information des pays tiers en cas de situation d'urgence radiologique. Ces informations sont transmises aux organisations internationales (AIEA et Union européenne).

16.2.5 L'organisation prévue au titre de la sûreté nucléaire

16.2.5.1 Les différents pôles d'action

En cas d'incident ou d'accident survenant dans une INB, l'ASN met en place, avec ses divisions territoriales et avec son appui technique l'IRSN, l'organisation suivante, revue à la suite du retour d'expérience de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi.

16.2.5.1.1 Au niveau national

L'ASN dispose d'un centre d'urgence dans ses locaux à Montrouge, qui s'organise autour :

- du collège de l'ASN qui peut être amené à prendre des décisions et imposer des prescriptions à l'exploitant en situation d'urgence ;
- d'un poste de commandement technique (appelé PC technique), en relation constante avec son appui technique l'IRSN ainsi qu'avec le collège de l'ASN qui prend les décisions les plus importantes. Cet échelon est dirigé par le directeur général de l'ASN ou son représentant. Il a vocation à prendre des positions pour conseiller le préfet directeur des opérations de secours, mais non à faire l'analyse technique de l'accident en cours ;
- d'un poste de commandement communication (PC communication) avec le soutien d'une cellule d'information placée à proximité du PCD de l'ASN. Le président de l'ASN ou son représentant assure la fonction de porte-parole, distincte de celle du chef du PCD.

L'ASN est appuyée par une équipe d'analyse située au centre technique de crise (CTC) de l'IRSN. Elle doit travailler en étroite coordination avec les équipes techniques de l'exploitant pour parvenir à une convergence de vues sur l'analyse de la situation accidentelle et la prévision de ses développements et de ses conséquences. L'ASN et son appui technique l'IRSN ont signé avec les principaux exploitants nucléaires des protocoles d'accord sur la mise en place de l'organisation de crise. Ces protocoles désignent les responsables en cas de crise et définissent leurs rôles respectifs et leurs modes de communication.

16.2.5.1.2 Au niveau local

L'organisation au niveau local est la suivante :

- une mission locale auprès du préfet, principalement composée de représentants des divisions territoriales de l'ASN, avec pour rôle d'appuyer le préfet dans ses décisions et ses actions de communication en lui apportant les explications utiles à la compréhension technique des phénomènes, en liaison étroite avec le PCD de l'ASN ;
- une mission locale sur le site accidenté, également constituée de représentants des divisions territoriales de l'ASN (inspecteurs) qui relaient les positions de l'échelon national et exercent un contrôle des décisions prises par l'exploitant. Cette mission locale a également pour rôle de collecter toute information utile pour l'enquête qui suivra l'accident.

Par ailleurs, le retour d'expérience de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi amène l'ASN à envisager d'envoyer un de ses représentants auprès de l'ambassade de France du pays accidenté.

Les deux schémas suivants représentent les relations entre les pouvoirs publics, Gouvernement et Autorité de sûreté, les exploitants et les experts techniques en situation d'urgence radiologique. Ces relations s'organisent autour de trois cercles de décision, d'expertise et de communication, au sein desquels des audioconférences régulières sont organisées.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Le schéma ci-dessous décrit ainsi les échanges conduisant aux décisions et orientations relatives à la sûreté de l'installation et à la protection de la population (cercle de décision et cercle d'expertise).

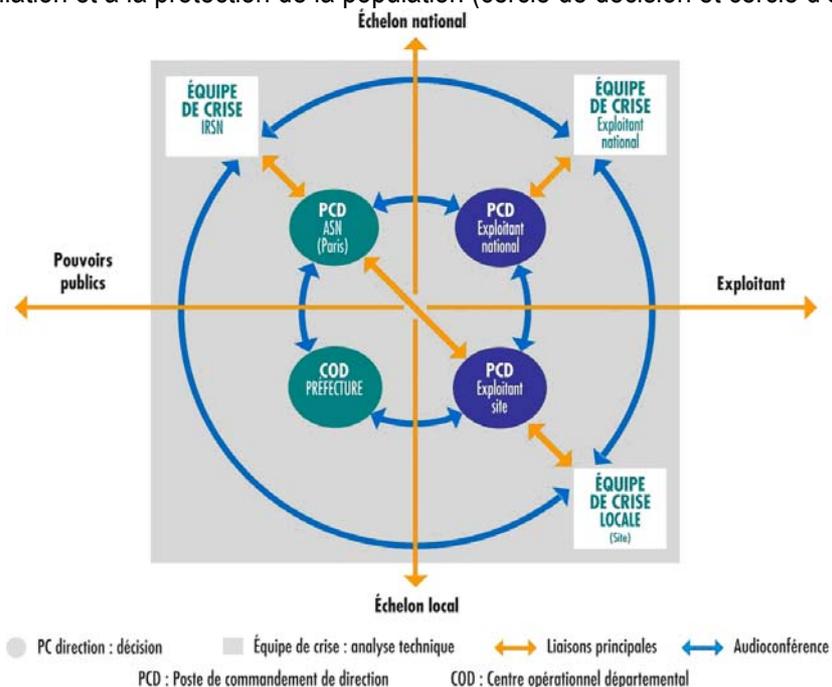


Figure 8 : Organisation prévue au titre de la sûreté

Une organisation de même structure est mise en place entre les cellules de communication et les porte-parole des PC direction, afin d'assurer la concertation permettant la cohérence de l'information en direction du public et des médias (cercle de communication) :

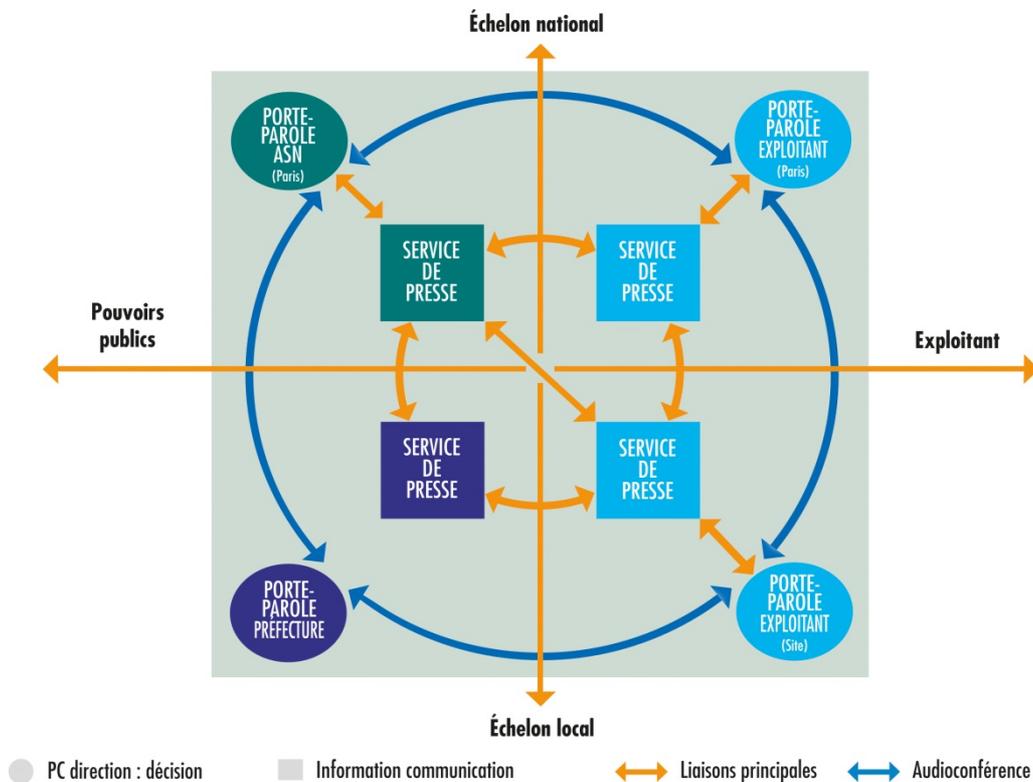


Figure 9 : Organisation prévue au titre de la communication

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

A la suite du retour d'expérience apporté par le suivi en France de l'accident à la centrale de Fukushima Daiichi, pour l'année 2013, afin d'entraîner ses porte-parole, l'IRSN sera également impliqué dans l'organisation prévue pour la communication.

16.2.5.2 Le centre de crise de l'ASN

Pour mener à bien ses missions, l'ASN dispose de son propre centre d'urgence, équipé d'outils de communication et informatiques permettant :

- d'alerter rapidement les agents de l'ASN ;
- d'alerter ou informer l'AIEA, la Commission européenne et les autres pays ;
- d'échanger des informations dans des conditions fiables avec ses multiples interlocuteurs.

Depuis 2009, ce centre d'urgence a été mis en œuvre en situation réelle à plusieurs occasions dont le détail est donné dans le tableau ci-dessous :

Tableau 7 : Gréement en situation réelle du centre d'urgence de l'ASN

Date	Site	Alerte	Événement
24 janvier 2009	Centrale nucléaire du Blayais	Générale	Risque d'inondation en raison de vents violents sur la Gironde
9 février 2009	Centrale nucléaire du Blayais	Générale	Risque d'inondation en raison de la prévision météorologique
5 juillet 2009	CEA de Cadarache	Générale puis restreinte	Feu de forêt aux abords de la clôture du site
1 ^{er} décembre 2009	Centrale nucléaire de Cruas	Générale	Mise à l'arrêt du réacteur n°4 à la suite de la perte du système de refroidissement due au colmatage de la prise d'eau par un amas de débris végétaux
27 décembre 2009	Centrale nucléaire de Fessenheim	Générale	Baisse du débit d'eau dans les circuits de refroidissement due au colmatage progressif des échangeurs de chaleur
27 février 2010	Centrale nucléaire du Blayais	Générale	Risque d'inondation en raison de la prévision météorologique
11 mars 2011	Fukushima Daiichi	/	Gréement à l'initiative de l'ASN afin de suivre l'évolution de la situation et assurer sa mission d'information
12 septembre 2011	Usine Centraco	Générale	Explosion d'un four de fusion
16 décembre 2011	Centrale nucléaire du Blayais	Générale	Déclenchement du PUI sûreté/inondation
5 avril 2012	Centrale nucléaire de Penly	/	Gréement à l'initiative de l'ASN afin de suivre l'évolution d'une fuite au joint primaire d'un GMPP

Le système d'alerte de l'ASN (radiomessagerie ou téléphone) permet la mobilisation rapide des agents de l'ASN, de l'ingénieur d'astreinte de l'IRSN ainsi que des agents de la DGSCGC, du SGDSN et de Météo France.

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 PCD de l'ASN dispose également d'un système de visioconférence utilisé de façon privilégiée avec le CTC de l'IRSN. Par ailleurs, le PCD met en œuvre des équipements informatiques adaptés à sa mission, notamment pour les échanges d'informations avec la Commission européenne et les États membres (ECURIE, USIE).

Depuis 2005, le PCD dispose d'un accès aux valeurs du débit de dose mesurées en permanence par les sondes constituant le réseau Téléray de l'IRSN.

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 (voir §16.5.4).

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

16.2.6 Le rôle de l'ASN dans l'élaboration des plans d'urgence

16.2.6.1 L'approbation et le contrôle de l'application des PUI

Depuis janvier 1990, le PUI fait partie, au même titre que le rapport de sûreté et les règles générales d'exploitation, des documents de sûreté que l'exploitant doit soumettre à l'ASN au moins 6 mois avant la mise en œuvre des matières radioactives dans l'INB. Dans ce cadre, le PUI fait l'objet d'une analyse de l'IRSN et d'un avis du groupe permanent d'experts concerné.

L'ASN s'assure de la bonne application des PUI, notamment à l'occasion d'inspections ainsi que lors des exercices.

16.2.6.2 La participation à l'élaboration des PPI

L'ASN apporte son concours au préfet dans l'élaboration des PPI en lui en fournissant les bases techniques à partir de l'analyse menée par l'IRSN, en tenant compte des connaissances les plus récentes sur les accidents graves et les phénomènes de dispersion des matières radioactives ou chimiques, et en veillant à la cohérence à ce sujet entre les PPI et les PUI.

La définition des niveaux d'intervention repose sur les recommandations internationales les plus récentes et fait l'objet, depuis 2003, de prescriptions réglementaires (voir § 15.1.2.4).

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 ;
- les autres situations couvertes pour lesquelles une organisation interne adaptée 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 situations redevables d'un PUI conventionnel : cette organisation est mise en place en cas d'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 PUI ;
 - certaines situations de type agressions externes d'origine climatique ou humaine sont également prises en compte et dans ces cas, l'analyse de l'organisation (locale et nationale) pour faire face à ces événements est prédéfinie (dimensionnée pour gérer un événement affectant plusieurs réacteurs, voire plusieurs sites) ;

EDF a déployé, comme prévu, son référentiel de crise rénové en 2012 : PUI rationalisés et standardisés, création de nouveaux PUI (en particulier prenant en compte l'organisation et la gestion d'accidents multi-tranches) et des Plans d'Appuis et de Mobilisation dont la finalité est de gréer de façon structurée tout ou partie des équipes de crise en anticipation d'une agression prévisible.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Ce référentiel rénové constitue un support robuste aux évolutions de l'organisation de crise qui vont découler du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, avec une première échéance de déploiement prévue pour fin 2014.

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.

L'organisation de crise créée 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 de 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 EDF, conseille la direction de la centrale nucléaire concernée par l'événement et assure l'information de

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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 du CNPE, 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 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 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

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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. A 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)

Comme envisagé en 2011, EDF a apporté des améliorations à son organisation de crise, en particulier avec le commencement de la création de la Force d'Action Rapide Nucléaire (FARN) et le premier grèvement de ses moyens matériels et humains. La FARN est un dispositif national 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).

Ainsi, au terme de son grèvement, la FARN pourra :

- intervenir au bout de 24 h, en continuité et en relève des équipes de conduite qui auront assumé les actions d'urgence du site concerné dont les infrastructures d'accès pourront être partiellement détruites ;
- agir en autonomie pendant plusieurs jours 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 de l'entreprise, la direction et les équipes du site ainsi que les pouvoirs publics locaux pour pouvoir gérer et coordonner les interventions ;
- préparer la durabilité de ses actions au-delà des premiers jours d'autonomie dans l'éventualité d'une crise de longue durée.

Les premières équipes de la FARN sont aujourd'hui « projetables », conformément aux prescriptions de l'ASN.

Les hypothèses de contexte et d'environnement associées à cette phase de déploiement sont :

- le PUI est gréé sur le site accidenté,
- le niveau d'agression ne dépasse pas le référentiel actuel,
- la FARN n'intervient que sur un seul réacteur,
- les accès au site peuvent être impraticables,
- les bâtiments et équipements notamment tertiaires qui ne résistent pas aux agressions peuvent être endommagés.

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.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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 doit être transmise à l'ASN en juin 2013.

En matière de Facteurs Organisationnels et Humains, le contenu des formations et de la documentation opérationnelle sera adaptée ; il s'agit de consolider les actions de préparation et d'entraînement aux situations de gestion de crise, suite aux ECS.

16.4 Les exercices de crise

16.4.1 Les exercices nationaux de crise nucléaire

Il convient de ne pas attendre un accident significatif en France pour mettre à l'épreuve, en conditions réelles, l'organisation décrite précédemment. A cette fin, des exercices sont réalisés de façon régulière, à la fois pour entraîner les équipes de crise et pour tester les moyens et les organisations en vue d'identifier les dysfonctionnements éventuels. Outre les exercices organisés par les exploitants pour tester leur organisation interne, la réalisation d'un exercice national de crise en moyenne tous les trois ans sur chaque site possédant une INB apparaît comme un juste compromis entre l'entraînement des personnes et le délai nécessaire pour faire évoluer les organisations. Le graphique ci-dessous indique le nombre d'exercices nationaux réalisés depuis 1981.

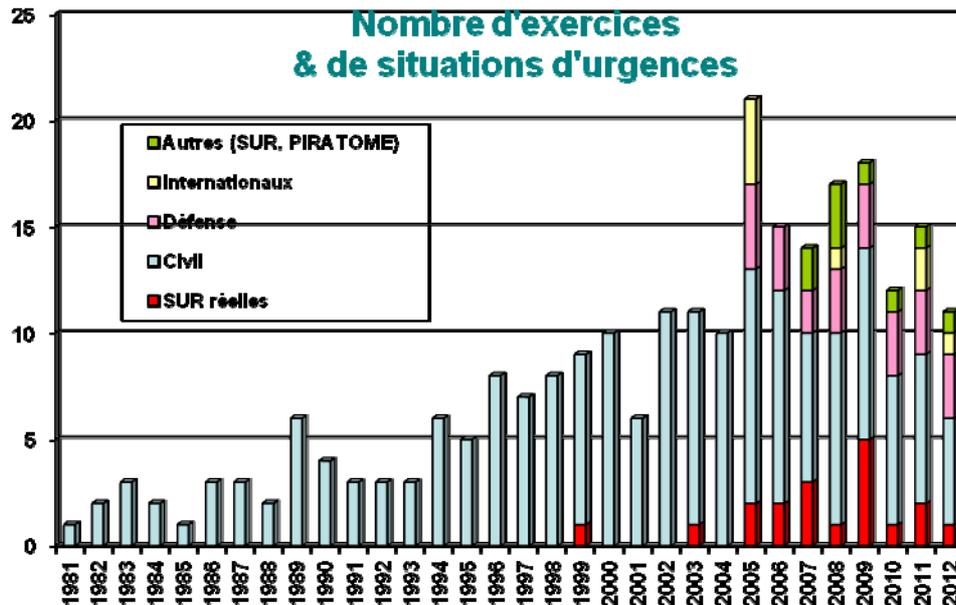


Figure 10 : Nombre d'exercices et de situations d'urgences

Le nombre et l'ampleur des exercices nationaux sont importants. Ils permettent aux personnels de l'ASN et aux acteurs nationaux d'accumuler une connaissance et une expérience très riche pour gérer les situations d'urgence. Ces exercices sont également l'occasion de former les intervenants de terrain, de l'ordre de 300 personnes par exercice.

A titre d'exemple, pour 2012, l'ASN a préparé un programme d'exercices nationaux de crise nucléaire, annoncé aux préfets par une circulaire du 20 décembre 2011 qui prévoyait notamment deux variantes d'exercices :

- une dominante « sûreté nucléaire » n'entraînant pas d'actions réelles vis-à-vis de la population, pour tester principalement les processus de décision à partir d'un scénario technique totalement libre ;
- une dominante « sécurité civile » entraînant l'application réelle, avec une ampleur significative, des mesures pour la protection de la population prévues dans les PPI à partir d'un scénario construit autour des conditions de jeu retenues pour la population.

Par ailleurs, ce programme incluait le cas d'un événement naturel affectant simultanément plusieurs installations nucléaires d'un même site. Ainsi, Le 17 janvier 2012, un exercice associant un volet sécuritaire a été organisé sur le site du CEA Cadarache. L'événement initiateur de cet exercice était externe au site et prenait en compte les conditions météorologiques réelles. Les objectifs principaux du volet nucléaire de l'exercice étaient de :

- tester la maîtrise des conséquences de l'événement par l'exploitant et les pouvoirs publics ;
- tester la coordination interdépartementale des pouvoirs publics ;
- tester la liaison avec les maires des communes concernées ;
- tester la gestion concomitante d'une crise sismique et d'une crise nucléaire ;
- tester la mise en œuvre des plans communaux de sauvegarde (PCS) ;
- tester la capacité du centre de Cadarache à gérer un événement affectant simultanément INB et INBS (INB secrètes placées sous le contrôle de l'Autorité de sûreté de Défense) du centre de Cadarache ;
- décliner la phase post-séisme de l'événement.

Cet exercice a été riche d'enseignements pour l'ensemble des acteurs et a positionné l'organisation de crise dans une situation inhabituelle, rappelant fortement les événements liés à l'accident de la centrale

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

de Fukushima Daiichi. Il conduit à rappeler la nécessité de veiller à une gouvernance claire au niveau des services de l'Etat, compte-tenu de la multiplicité des acteurs impliqués, afin d'assurer une bonne coordination et une plus grande efficacité dans les actions menées.

Lors de la plupart de ces exercices, une pression médiatique simulée est assurée par des journalistes sur les principaux acteurs des exercices pour tester leur capacité de communication. Le tableau suivant présente, à titre d'exemple, les caractéristiques essentielles des exercices nationaux menés en 2012 et ayant concerné des réacteurs.

Tableau 8 : Caractéristiques essentielles des exercices nationaux menés en 2012

Site nucléaire	Date de l'exercice	Dominante de l'exercice	Objectifs
CEA Cadarache	17 janvier 2012	Sécurité civile Sûreté nucléaire	Gestion d'un événement nucléaire ayant comme initiateur un séisme
Centrale de Saint Alban	31 janvier 2012	Sécurité civile	Gestion de crise pendant les premières heures dont le gréement en temps réel des postes de commandement de crise (PC)
Centrale de Flamanville	28 juin 2012	Sécurité civile	Gréement d'un PC mobile en temps réel et mise en œuvre des premières actions post-accidentelles
Centrale du Blayais	20 novembre 2012	Sûreté nucléaire	Capacité des services à faire face à un événement majeur sur ce site et mobilisation de la protection de site
Centrale de Dampierre	18 décembre 2012	Sécurité civile	Coordination inter-zonale, de la chaîne de santé et de l'éloignement du personnel du site vers le site de Belleville sur Loire

Des réunions d'évaluation sont organisées immédiatement après chaque exercice dans chaque poste de commandement de crise. Un mois après chaque exercice, l'ASN organise des réunions de retour d'expérience où elle veille, avec les autres acteurs des exercices de crise, à identifier les bonnes et mauvaises pratiques mises en relief afin d'améliorer l'organisation dans son ensemble.

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 pratiqués à l'étranger. Dans ce cadre, au cours des années 2011 et 2012, l'ASN :

- a participé à l'observation de nombreux exercices organisés par des autorités de sûreté étrangères ;
- participe à l'organisation et à la réalisation de l'exercice tri-nations scénarisant un accident sur le site du CNPE de Cattenom et impliquant le Luxembourg, l'Allemagne et la France. La France pilotera la 3^{ème} phase de cet exercice en 2013, dont les deux premières phases se sont déroulées en 2011 et 2012, pilotées respectivement par l'Allemagne et le Luxembourg ;

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

- a reçu des délégations étrangères en tant qu'observateurs à des exercices organisés par la France.

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. En avril 2012, l'ASN a été réélue et représente désormais les Autorités compétentes de l'Europe de l'Ouest mais aussi de la région Europe de l'Est.

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. A ce titre, l'ASN a participé en avril 2012 à la réunion des Autorités compétentes au titre des conventions sur la notification et sur l'assistance internationales.

Au niveau européen, l'ASN participe au groupe de travail « Emergencies » rapportant à l'Association des chefs d'autorités européennes de radioprotection (HERCA) et en assure le secrétariat. Ce groupe est chargé de proposer des actions de protection des populations harmonisées sur un 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.

Au sein de l'Association des chefs d'Autorités européennes de sûreté nucléaire (WENRA), l'ASN pilote le groupe de travail « Mutual assistance » chargé de proposer des actions d'entraide entre les autorités de sûreté européennes, dans l'objectif d'une gestion coordonnée, rationnelle et efficace d'un accident et en assure le secrétariat.

Un groupe de travail commun aux groupes « Emergencies » et « Mutual assistance » étudie par ailleurs les possibilités de rapprocher les expertises européennes en cas d'accident, de converger vers une évaluation partagée du risque, pour *in fine* permettre des recommandations et des décisions plus harmonisées entre les pays.

Enfin, le maintien et le renforcement des relations bilatérales entretenues avec les pays frontaliers est l'une des priorités fortes de l'ASN. Le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi ainsi que les actions initiées depuis cet accident dans chaque pays ont été au cœur des échanges. Des protocoles existent avec l'ensemble des autorités de sûreté des pays frontaliers.

16.4.3 Les enseignements retirés des exercices

Les scénarios des exercices de crise mettent généralement en œuvre des rejets de radioactivité simulés à l'extérieur de l'installation accidentée. Ceci permet d'entraîner l'ensemble de l'organisation nationale de crise, et plus particulièrement les services de secours locaux, aux risques et aux conséquences d'une contamination radioactive des populations, des habitats, des chaînes alimentaires et de l'environnement.

Le retour d'expérience des exercices a montré que les résultats des mesures arrivaient avec des délais importants aux experts et aux décideurs. Face à ce constat, les acteurs nationaux ont travaillé à améliorer l'organisation et les procédures. Cette réflexion a donné naissance à la directive interministérielle du 29 novembre 2005 précitée. Cette directive a été déclinée dans les plans de secours, en intégrant des programmes locaux de mesures adaptés aux installations. Depuis deux ans, un système de représentation géographique des résultats de mesures de radioactivité dans l'environnement est testé par l'IRSN. Cet outil – dénommé CRITER - offre une visualisation synthétique et rapide de l'ensemble des mesures radiologiques réalisées dans l'environnement, et permet au décideur d'avoir une vision claire des impacts radiologiques.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Le retour d'expérience des exercices de crise met aussi en lumière des actions ou des procédures qui doivent être améliorées. L'ensemble des acteurs intègre ces éléments et recherche activement des solutions. Dans ce but, l'ASN rassemble l'ensemble des acteurs deux fois par an pour tirer le bilan des bonnes pratiques, mais aussi pour identifier les axes d'amélioration.

Tirant parti de ces axes d'amélioration, les pouvoirs publics ont décidé d'assurer une distribution préventive de comprimés d'iode dans un rayon de 10 km autour des centrales nucléaires pour éviter l'exposition des intervenants chargés de réaliser la distribution de comprimés d'iode pendant la phase de rejet. En outre, pour tenir compte des accidents à cinétique rapide (rejets radioactifs en moins de six heures), qui ne laissent pas le temps nécessaire à leur intervention, ils ont décidé d'intégrer une phase réflexe dans les PPI conduisant à mettre à l'abri les populations en les alertant par un réseau de sirènes complété par une alerte téléphonique. Enfin, les entraînements ont montré l'importance de réduire les délais d'alerte des populations. Une délégation du préfet à l'exploitant du site nucléaire concerné permet désormais une alerte plus rapide des populations.

L'expérience a également montré qu'il est nécessaire de veiller à bien cadencer et optimiser le rythme des audioconférences dites « décisionnelles » entre les équipes techniques de crise, les postes de commandement et les cellules de communication mises en place dans le cadre de l'organisation nationale de crise.

Enfin, l'accident survenu à Fukushima-Daiichi a montré qu'en cas d'accident nucléaire grave survenu sur notre territoire, le Gouvernement français serait directement impliqué. Il est donc important que les exercices de crise associent étroitement les responsables des exploitants et des pouvoirs publics à haut niveau. Ces exercices doivent également permettre de tester l'articulation entre les dispositifs ORSEC et PPI et d'assurer le maintien des compétences des acteurs de la crise. L'ASN veillera à ce que ces exercices aient notamment une visée pédagogique en associant largement les populations à leur préparation.

16.5 Evolution de la gestion de la crise nucléaire

De même que dans les autres domaines de la sûreté nucléaire, il est nécessaire de faire évoluer l'organisation de crise en fonction de l'expérience acquise. Les principales sources d'expérience en France sont les exercices et les événements marquants en France ou à l'étranger ainsi que les échanges avec les pays étrangers. Les principales évolutions ainsi apportées à l'organisation nationale de crise sont décrites ci-après.

16.5.1 Les mesures de protection des populations

Les mesures de protection des populations doivent être adaptées selon la phase considérée : phase de menace, phase d'urgence ou phase post-accidentelle. Les mesures de protection de la population prennent en compte notamment l'importance et la cinétique de l'événement.

Les mesures qui peuvent être mises en œuvre durant la phase d'urgence sont décrites dans le plan de secours, PPI pour une INB. Les actions mises en œuvre visent à protéger les populations et éviter les affections attribuables à une exposition aux rayonnements ionisants et aux substances chimiques toxiques éventuellement présentes dans les rejets.

En cas d'accident grave et à titre préventif, plusieurs actions peuvent être envisagées par le préfet pour protéger la population :

- La mise à l'abri et à l'écoute ;
- L'ingestion de comprimé d'iode stable (voir § 16.5.2) ;
- L'évacuation.

En outre, afin de limiter la contamination par ingestion, l'interdiction de consommation de denrées alimentaires contaminées peut être prononcée par anticipation durant la phase d'urgence. Dans ce but,

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

des niveaux maximum admissibles ont été fixés pour les aliments. Le préfet doit assurer une information régulière de la population sur l'évolution de la situation et de ses conséquences.

Enfin, en cas de rejet effectif de substances radioactives dans l'environnement, les éléments de doctrine du CODIRPA (cf. § 16.5.3) définissent des premières actions qui sont décidées pour préparer la gestion de la phase post-accidentelle. 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 incluent :

- une zone de protection de la population (ZPP) à l'intérieur de laquelle des actions sont nécessaires pour réduire 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 résidants doivent 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 stable

Le niveau d'intervention guide pour la prise de comprimés d'iode en France est passé de 100 mSv en dose efficace à la thyroïde à 50 mSv en 2009, à la suite de l'élaboration d'une « nouvelle doctrine iode » orientée sur les populations les plus sensibles et mieux harmonisée avec celles des pays frontaliers.

En ce qui concerne la dernière campagne de distribution préventive, elle a eu lieu en 2009 et a concerné les populations situées dans la zone couverte par les PPI autour des centrales nucléaires. Dans le cadre de cette campagne de distribution, l'ASN a diffusé à 400 000 foyers et 2 000 établissements recevant du public un dépliant de présentation du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection.

La méthode retenue consiste à lancer une première phase de distribution des boîtes de comprimés autour des centrales nucléaires exploitées par EDF. Les habitants sont ainsi invités à aller retirer leurs comprimés en pharmacie. Dans une deuxième phase, une distribution complémentaire est réalisée par envoi direct par courrier de la boîte de comprimés aux foyers qui ne sont pas venus la retirer. Enfin, un stock de boîtes est disponible en permanence dans chaque pharmacie de la zone.

Cette méthode a pour but de mieux maîtriser la distribution puisqu'elle permet de savoir précisément qui a reçu une boîte. Ainsi le taux final de couverture est proche de 100 %. Au-delà de la zone couverte par le PPI, des stocks de comprimés sont constitués afin de couvrir le reste du territoire national. Chaque préfet organise 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. Le ministère de la Santé a ainsi ordonné la fabrication de 110 millions de comprimés dosés à 65 mg qui ont été acheminés vers les plateformes zonales.

16.5.3 Le traitement des conséquences post-accidentelles

La phase dite post-accidentelle couvre 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 conséquences de nature variée (économiques, sanitaires, sociales), sur le court, moyen, voire le long terme, en vue d'un retour à une situation jugée acceptable.

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 mettre en œuvre les dispositions nécessaires pour répondre aux situations post-accidentelles consécutives à un accident nucléaire. Afin d'élaborer les éléments de doctrine correspondants, l'ASN a institué en juin 2005 le

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Comité directeur pour la gestion de la phase post-accidentelle d'un accident nucléaire ou d'une situation d'urgence radiologique (CODIRPA).

Pour mener ses travaux, le CODIRPA a mis en place, à partir de 2005, différents groupes de travail thématiques, réunissant au total plusieurs centaines d'experts provenant d'horizons différents (commissions locales d'information, associations, élus, agences sanitaires, organismes d'expertise, autorités, etc.). Il a pu expérimenter sa doctrine sur le terrain et lors d'exercices nationaux.

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, qui constituent une première étape importante de la préparation à la gestion-post-accidentelle, ont ensuite été publiés sur le site internet de l'ASN et diffusés auprès des ministères concernés.

Fin 2012, le CODIRPA, animé par l'ASN, a prévu de poursuivre ses travaux, motivé principalement par la nécessité de prendre en considération les enseignements de la gestion post-accidentelle mise en œuvre au Japon, après la catastrophe de la centrale de Fukushima Daiichi mais aussi d'assurer un accompagnement des travaux de préparation qui devraient être organisés au niveau territorial. Par ailleurs, certaines questions restent en suspens à l'issue de la première phase des travaux du CODIRPA et les réflexions, menées jusqu'à présent sur des accidents d'ampleur moyenne, devront notamment être étendues à la gestion des accidents graves.

Dans ce contexte, trois orientations ont été proposées :

- mettre à l'épreuve et compléter les éléments de doctrine au regard des différentes situations d'accident ;
- accompagner la déclinaison au niveau territorial des éléments de la gestion post-accidentelle ;
- prendre en compte et partager les actions internationales menées sur le thème du post-accident.

La gestion post-accidentelle d'un accident nucléaire est un sujet complexe, impliquant de nombreuses dimensions et associant de nombreux acteurs. La poursuite de la réflexion doit continuer à bénéficier du maintien d'une structure pluraliste fondée sur les participants actuels au CODIRPA en y associant d'autres parties prenantes impliquées dans la préparation à la gestion post-accidentelle.

Les nouvelles missions seront 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.

16.5.4 Actualités récentes : prise en compte du retour d'expérience post-Fukushima

16.5.4.1 Plan d'action pour la prise en compte du retour d'expérience de l'organisation interne ASN pendant l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi

Afin de tirer au mieux les enseignements relatifs à la gestion par l'ASN, de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, l'ASN a organisé une évaluation générale impliquant l'ensemble des agents de l'ASN. Les domaines retenus pour l'évaluation du fonctionnement du centre d'urgence de l'ASN portaient notamment sur les moyens matériels et logistiques, les missions du centre d'urgence, son fonctionnement interne, son grément et les relations de l'ASN avec ses interlocuteurs extérieurs.

Le rapport qui a fait suite à cette évaluation identifie les points forts et les axes d'amélioration. Il en est résulté un plan d'action dont la mise en œuvre a débuté en 2012. Il porte notamment sur les points d'amélioration suivants :

- développement d'un outil pour assurer l'organisation des relèves en cas de crise de longue durée,
- mise en place d'un plan de continuité des services,

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

- mise en place d'un dispositif visant à assurer une meilleure information des agents de l'ASN en situation de crise,
- mise en place de formations complémentaires à destination des agents susceptibles d'exercer la fonction de chef de PCD,
- mise à jour du référentiel documentaire présent au centre d'urgence,
- mise en place des formations au post-accidentel, etc.

Certains de ces axes d'amélioration trouveront leur application dans le déploiement du nouveau centre d'urgence (cf. 16.2.5.2).

16.5.4.2 Comité de pilotage « Fukushima »

Un comité pour piloter le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi (COFIL « Fukushima ») a été mis en place début avril 2011 pour organiser l'action de l'ASN dans le cadre du retour d'expérience de cet accident.

Cette instance de décision réunit des représentants de différentes directions de l'ASN, de l'IRSN et de l'ASND (Autorité de sûreté pour les installations nucléaires de défense). Elle est présidée par le directeur général de l'ASN.

Le COFIL « Fukushima » assure le suivi des actions engagées dès 2011 à la suite de l'accident :

- répondre à la saisine du Premier ministre et à la demande du Conseil européen de réaliser des « stress tests » - en France, évaluations complémentaires de sûreté ;
- suivre la réalisation des campagnes d'inspections ciblées organisées à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi sur les thèmes de la perte des moyens de refroidissement, de la perte des alimentations électriques, du séisme, de l'inondation et enfin de la conduite incidentelle / accidentelle & PUI ;
- prendre des prescriptions destinées aux exploitants ;
- réfléchir à l'impact de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi sur les textes réglementaires en cours d'élaboration ;
- associer les parties prenantes à l'ensemble du processus.

Le COFIL se réunit régulièrement pour décider de la stratégie à adopter et de la communication à organiser autour des actions de l'ASN notamment en matière de l'organisation de réunions de groupes permanents d'experts, de l'implication des parties prenantes, etc.

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 à ces aléas font l'objet de règles fondamentales de sûreté (cf. Annexe 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, devront 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). L'évaluation a en premier lieu porté sur la caractérisation des phénomènes naturels 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 maîtrise des risques.

17.1.3 Réévaluation des facteurs pertinents

Les agressions externes sont périodiquement réévaluées dans le cadre des réexamens de sûreté périodiques réalisés tous les 10 ans. La décision de l'ASN relative aux réexamens de sûreté des INB précisera que l'exploitant réévaluera à chaque réexamen de sûreté 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.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

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. § 14.2.1.6).

17.1.4 Consultation des pays voisins

En application de la réglementation, l'autorisation de création d'une INB ne peut être accordée qu'après consultation de la Commission européenne dont notamment les pays voisins (Cf. § 7.2.5).

Pour ce qui concerne les 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 Groupes permanents d'experts.

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. 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 de démantèlement d'une INB sont délivrées 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 sur le site du CEA de Cadarache.

Pour ce qui concerne les ECS et la campagne d'inspections ciblées, l'ASN a associé les commissions locales d'information (CLI, Cf. § 8.2.4) aux inspections et des membres du HCTISN (Cf. § 8.2.3.1) aux réunions des Groupes permanents d'experts.

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'influer 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 : 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).

Ces thèmes sont analysés à chaque réexamen décennal 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 Événements 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) sur une période historique de l'ordre de 1000 ans et du séisme majoré de sécurité (SMS) avec l'ajout d'un degré supplémentaire d'intensité. La centrale est alors dimensionnée

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

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 la règle fondamentale de sûreté RFS I.2.c et RFS 2001-01.

Méthodologie utilisée pour évaluer le séisme de dimensionnement lors des réexamens de sûreté

Les réexamens de sûreté 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 le 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) et, au cas par cas, pour certains matériels non IPS, ainsi que pour les mesures de surveillance post-accidentelle (SPA).

Les matériels pouvant dans leur chute conduire à la perte d'un matériel 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 la tranche 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.

Principales dispositions d'exploitation

Afin d'être en mesure, après un séisme, de prendre rapidement les dispositions adéquates pour ramener et maintenir les tranches 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 pressurisée. La conduite à tenir est alors fonction du niveau de séisme par rapport au Demi-Spectre de Dimensionnement (DSD) :

- si le seuil DSD n'est pas dépassé, chaque tranche peut poursuivre l'exploitation en effectuant en parallèle une inspection visuelle des structures et des matériels.
- si le seuil DSD est dépassé, les tranches doivent rejoindre l'état de repli considéré pour chaque tranche 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 CNPE ne montre pas de constat susceptible de remettre en cause les exigences de la RFS I.3b.

Hormis les sites de Cruas et de Dampierre pour lesquels les constats conduisent à des actions pour déterminer de façon concrète le niveau de séisme ayant affecté le site, l'ensemble des écarts identifiés ont principalement pour conséquence d'aboutir à une mesure surévaluée du niveau de séisme et donc à une décision de repli précoce, conservative du point de vue sûreté.

Les équipes de conduite ont suivi un programme de formation afin de renforcer leur niveau de préparation en cas de séisme. Le contenu des formations a eu pour objectif de donner les éléments de compréhension sur le dimensionnement sismique et les référentiels existants, de former à l'utilisation de la baie d'acquisition sismique et à l'application des consignes locales relatives à la prise en compte d'un séisme et d'organiser un exercice.

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 conclut que l'apport d'une fonction AAR sur séisme sur le plan de la sûreté justifie sa mise en œuvre 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 tranches suite à un séisme.

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 visites décennales avec un volet national, qui peut conduire à des modifications sur un palier, et un volet local.

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.

Un guide de management de l'agression séisme-événement sur les CNPE, en cours de rédaction, définira les dispositions organisationnelles à mettre en place sur les sites et précisera les rôles, les responsabilités des acteurs et les dispositions de prévention à mettre en œuvre.

La formation des référents séisme-événement a été engagée prioritairement et se poursuivra en 2013. 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.

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'une seule tranche 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 tranche (sources de secours), il est possible de raccorder un groupe d'ultime secours de site ou un groupe électrogène Diesel d'une tranche voisine. Il n'existe qu'un seul groupe d'ultime secours par site qui n'est pas dimensionné au séisme.

En cas de mode commun qui affecterait l'ensemble des Diesel de secours du site, une seule des tranches du site pourrait ainsi être secourue. En cas de séisme, la disponibilité de ce groupe d'ultime secours n'est pas garantie.

L'autonomie de dimensionnement des batteries IPS utilisées en cas de perte des alimentations électriques est actuellement de 1 heure. Suite à des études réalisées par EDF, les actions nécessaires pour garantir une autonomie des batteries de 2 heures seront réalisées d'ici fin 2014.

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 permettant notamment d'alimenter les systèmes et composants appartenant au noyau dur est en cours d'étude à EDF. Les principes de conception ont été transmis par EDF à l'ASN début 2013.
- en attendant la mise en place du Diesel d'Ultime Secours, EDF prévoit pour chaque tranche la mise en œuvre 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 en cours de mise en place pour fin juin 2013, conformément à la prescription de l'ASN (ECS-18).

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. Ces dispositions permettent notamment de faire intervenir le personnel d'astreinte.

En réponse à la demande de l'ASN concernant la fiabilisation des stocks sur site de fioul et d'huile ainsi que leur réapprovisionnement en toute circonstance afin d'assurer une autonomie d'au moins 15 jours, les dispositions d'organisation suivantes sont mises en place par EDF, qui dépendent de l'état des voies d'accès au site concerné.

1/ Moyens d'accès sur site non dégradés

- Pour l'huile, la situation diffère selon les paliers
Pour les tranches 900 MWe, le volume d'huile par moteur stocké sur chaque CNPE garantit le fonctionnement du moteur Diesel pour une durée d'environ 4,5 jours (consommation moyenne). La durée de fonctionnement peut atteindre 8 jours dans l'hypothèse où un Diesel est arrêté.
Pour les moteurs Diesel des tranches 1300 et 1450 MWe, avec le niveau minimal prescrit, les autonomies calculées avec une consommation moyenne dépassent les 15 jours.
- Pour le fioul, le respect du volume minimal requis par les STE permet de garantir une autonomie légèrement supérieure à 72 heures. Pour le réapprovisionnement, EDF a un contrat avec une société pétrolière qui prévoit un stock minimal de 200 m³ dans un réservoir dédié chez ce fournisseur.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

2/ Moyens d'accès sur site dégradés

Les moyens à réalimenter en toutes circonstances pour garantir la sûreté des installations sont soit les Diesel de tranches, soit - à terme - les Diesel d'ultime secours, et les moyens propres de la FARN.

S'agissant de la mise en place opérationnelle de la FARN, les hypothèses d'agression extrême d'un site seront prises en compte à compter de décembre 2014.

La FARN devra apporter sur site les réserves de carburant et d'huile nécessaires pour assurer 72h d'autonomie de ses moyens d'intervention.

Afin de garantir pour fin 2014 le réapprovisionnement d'un CNPE potentiellement inaccessible par des moyens habituels, il est nécessaire d'identifier, d'organiser et d'acheminer en cas de besoin :

- les stocks contractuels prévus en situation de crise pour les Diesel de secours, et les stocks d'huile utilisables à partir des autres CNPE,
- les stocks complémentaires potentiellement disponibles auprès des distributeurs locaux ou nationaux, ou d'autres entités.

Le plan d'actions, à préciser courant 2013, prévoit notamment de :

- préciser les hypothèses de consommation des matériels à (ré)approvisionner,
- identifier les sources d'approvisionnement possibles,
- étudier l'insertion du processus d'approvisionnement dans les plans de gestion de crise des pouvoirs publics,
- définir et étudier les moyens logistiques et techniques à mettre en place,
- préciser le rôle de la FARN dans le dispositif.

Risque incendie induit par un séisme

Les bâtiments disposent de sectorisations pour se prémunir de la propagation d'un incendie ; ces sectorisations comportent une exigence de tenue sismique. Les systèmes de lutte contre l'incendie font l'objet d'exigences de tenue sismique, et leur isolement des parties non classées est assuré par des organes d'isolement classés sismiques.

En réponse à la prescription de l'ASN, les études menées par EDF ont permis de justifier que, au-delà du niveau requis de tenue au DSD, et compte tenu des modifications intégrées dans le cadre du plan d'action incendie et de celles planifiées dans le cadre du projet maîtrise du risque incendie, la tenue intrinsèque des matériels de protection incendie nécessaires à la démonstration de sûreté sur les paliers 900 et 1300 MWe est assurée au SMS. EDF complète ces études par la vérification de l'aspect spécifique à chaque site/tranche en vérifiant la tenue au SMS des fixations, supports et ancrages des dispositifs de protection contre l'incendie ainsi que des matériels passifs dont la capacité fonctionnelle est requise. Compte-tenu du nombre de matériels et de tranches concernées les conclusions seront disponibles fin 2014.

Risque explosion induite par un séisme

Dans le cadre des VD, la déclinaison de l'exigence de dimensionnement au SMS des circuits hydrogénés et la prise en compte de la démarche « séisme événement » 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 pour la déclinaison de cette exigence sur les différents paliers:

- palier CPY : fin de déploiement en 2017 alors que la programmation initiale prévoyait une fin de déploiement en 2023.
- palier 1300 MWe : déploiement entre 2015 et 2019 au lieu de 2015 et 2023.
- sur le palier CP0 la fin de déploiement est prévue en 2013. Sur le palier N4 le déploiement s'est terminé en 2012.

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 proposé de réaliser une étude visant à déterminer la réalité d'un risque de submersion de la plate-forme de l'îlot nucléaire. Au vu des résultats, EDF déterminera s'il est nécessaire de mettre en place des protections supplémentaires.

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 de sûreté 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.

Dispositions matérielles

Les dispositions matérielles concernent le génie civil, du matériel spécifique, des modifications du matériel existant, des matériels électriques et de contrôle-commande.

A ce jour, les travaux permettant de protéger les installations contre l'inondation sont réalisés sur 12 sites (sur 19). Pour les 7 autres sites les travaux à réaliser sont identifiés et l'ASN a prescrit à EDF de les réaliser avant fin 2014.

En outre, afin d'empêcher toute entrée d'eau dans un périmètre englobant les bâtiments contenant les matériels requis pour assurer la sûreté des réacteurs, EDF a mis en place une protection volumétrique sur tous les sites.

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

Dispositions d'exploitation

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 la prescription de l'ASN concernant l'organisation des sites de Cruas et Tricastin pour faire face à un isolement en cas d'inondation, les actions suivantes ont été réalisées:

- pour le site de Tricastin, mise en place et mise en œuvre opérationnelle des organisations nécessaires à la gestion des situations d'isolement des sites en cas d'inondation externe;
- pour le site de Cruas, mise en place en 2012 des organisations nécessaires à la gestion des situations d'isolement des sites en cas d'inondation externe avec mise en œuvre au premier trimestre 2013.

Dans les rapports d'ECS, EDF a indiqué que les pertes des alimentations électriques externes et de prise d'eau ont été prises en compte.

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 pour les sites.

Évaluation des marges de sécurité

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 éventuelles 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.

Pour un certain nombre de sites fluviaux, EDF considère que les estimations de hauteur d'eau atteintes nécessiteraient d'être consolidées. 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 donc des solutions différentes selon les sites en fonction de l'effet falaise identifié et du scénario majoré.

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

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

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 Evènements externes - Conditions climatiques extrêmes

Le vent

Lors de chaque réexamen périodique de sûreté, EDF vérifie que la tenue des bâtiments importants pour la sûreté (IPS) et des bâtiments abritant des systèmes ou matériels IPS est assurée pour un vent dont les caractéristiques sont conformes aux évolutions des 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 balayé la France (1999 et 2010).

Par ailleurs, 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 de sûreté, 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, tous les bâtiments dimensionnés à « l'explosion hors site » sont donc 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, sur la base d'une évaluation statistique réalisée par EDF R&D. 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.

EDF a décidé de retenir l'agression tornade pour la définition du noyau dur.

La grêle

La grêle n'avait pas été retenue pour le dimensionnement des réacteurs. Il s'agit, en effet, d'un phénomène météorologique relativement rare, localisé et bref. La majorité des matériels importants pour la sûreté est située à l'intérieur des bâtiments, ce qui les protège du risque de détérioration par la grêle. 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 ministériel du 15 janvier 2008 abrogé et remplacé par 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 enveloppées par 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 vis-à-vis de l'environnement. EDF a indiqué que suite à cette étude, des mesures de prévention et des dispositifs de protection ont été définis, et mis en

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

œuvre au 1^{er} 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 robustesse élevée des installations nécessaires à la gestion d'une situation accidentelle vis-à-vis du risque foudre et 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 la tranche dans un état sûr et pour éviter et limiter les rejets radioactifs ne sont pas affectées de manière inadmissible.

La neige

Un groupe de travail constitué de Météo France / EDF / CEMAGREF / IRSN a contribué au guide Inondations. 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 65 à la dernière révision disponible pour la construction de chaque palier 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 Rapports de Sûreté (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 Rapport de Sûreté sont mis à jour en conséquence.

A 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 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 et l'IRSN sont des membres actifs du sous-groupe de WENRA qui a été mis en place afin de définir des niveaux de référence des risques naturels. L'ASN complètera sa position en fonction des niveaux de référence complémentaires qui seront définis par WENRA à propos des agressions externes. Ces niveaux de référence devraient également considérer la combinaison d'événements, de manière analogue à ce qui est spécifié dans l'arrêté INB.

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 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 de sûreté et d'études complémentaires dans le cadre des ECS qui ont porté sur :

- la démarche « séisme événement »³⁰,
- la perte des alimentations électriques externes,
- les conditions d'accès au site après un séisme,

³⁰ La démarche « séisme événement » a pour objectif de prévenir de l'agression d'un matériel nécessaire en cas de séisme par un matériel ou une structure non classée au séisme.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

- les risques d'incendie et d'explosion induits par un séisme, ainsi que les risques d'inondation induits par un séisme.

L'analyse de ces travaux a conduit l'ASN à fixer les prescriptions suivantes et à formuler des demandes complémentaires :

- Étude indiquant le niveau de robustesse au séisme des digues et autres ouvrages de protection des installations contre l'inondation et présentant selon ce niveau de robustesse les conséquences d'une défaillance de ces ouvrages et les solutions techniques envisagées pour protéger les équipements du noyau dur (prescription ECS-11 concernant les sites de Tricastin et de Fessenheim, échéance au 31 décembre 2013)
- Mise en œuvre des dispositions nécessaires pour prévenir l'agression par d'autres équipements, de matériels dont la disponibilité est requise par la démonstration de sûreté à la suite d'un séisme (prescription ECS-09 concernant tous les sites. L'exploitant présentera à l'ASN, avant le 31 décembre 2013, un bilan d'application de cette démarche, ainsi qu'un bilan intermédiaire avant le 30 juin 2013).
- Étude évaluant la tenue au SMS des structures et matériels contribuant à la sûreté nucléaire de la sectorisation incendie, la détection d'incendie et les systèmes d'extinction fixes, soumis à un requis de tenue au demi-séisme de dimensionnement. Pour les éléments dont la tenue au SMS ne pourrait être justifiée, mise en œuvre d'un programme de modifications pour garantir la protection des fonctions de sûreté contre l'incendie en cas de SMS (prescription ECS-12 concernant les sites des paliers 900 et 1300 MWe, les études ont été transmises au 31 décembre 2012 et sont en cours d'examen).
- Mise en œuvre de dispositions visant à garantir la tenue au SMS des circuits hydrogénés et la prise en compte de la démarche « séisme événement » pour les lignes véhiculant de l'hydrogène situées dans l'îlot nucléaire (demande ASN Parc-04 du 26 juin 2012. Echéance au 31 décembre 2013).
- Étude complémentaire pour étudier le comportement des soutènements des bords du canal d'aménée du site de Gravelines au-delà du SMS, pour des séismes forfaitaires retenus pour dimensionner le noyau dur (demande ASN GRA-07 du 26 juin 2012. Etude transmise).
- Étude de justification de la tenue des bassins d'eau brute des sites de Flamanville, Paluel et Penly pour un séisme supérieur au SMS, pour des séismes forfaitaires retenus pour dimensionner le noyau dur (demandes ASN FLA-08, PEN-08 et PAL-08 du 26 juin 2012. Etudes transmises).
- Pour ce qui concerne les sites du Tricastin, Bugey et de Fessenheim, mettre en œuvre des dispositions prenant en compte l'ensemble des éléments permettant de garantir l'arrêt de la vidange du canal vers le site en cas de rupture sur le circuit de refroidissement dans les études en cours (demandes ASN TRI-13, FSH-13 et BUG-13 du 26 juin 2012. Etudes attendues avant le 31 décembre 2013).

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 (Cf. § 6.3.1.4) et ont fait l'objet d'une demande dans le cadre de la revue par les pairs européenne.

Par la suite, l'ASN a :

- fixé les prescriptions imposant la mise en conformité de l'instrumentation sismique avec les recommandations de la RFS I.3.b³¹ (prescription ECS-08. Les études ont été reçues le 31 décembre 2012 et sont en cours d'analyse).

³¹ Règle fondamentale de sûreté I.3.b 08/06/1984 relative à l'instrumentation sismique.

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

- demandé à EDF de réaliser une étude pour comparer l'instrumentation sismique actuellement utilisée en France avec celles utilisées à l'international (demande ASN Parc-03 du 26 juin 2012. L'échéance de transmission des études a été reportée au 31 décembre 2013).

Enfin, l'ASN va considérer la 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

- Étude des avantages et inconvénients liés à la mise en place d'un système d'AAR sur sollicitation sismique qui permettra de replier le réacteur dans l'état le plus sûr, en cas de dépassement du niveau de séisme correspondant au spectre d'amplitude moitié du spectre de dimensionnement du site (prescription ECS-13. Étude transmise au 31 décembre 2012 en cours d'analyse).
- Vérification de la tenue des locaux de gestion des situations d'urgence au SMS 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 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. Les échéances de réalisation des modifications envisagées vont du 31 décembre 2013 au 31 décembre 2015).

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 sécurité 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 volumétrique³² 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 (Cf. § 6.3.1.4). 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 :

- fin des 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. La fin de réalisation des travaux pour le site de Saint-Laurent-des-Eaux est prévue pour le 31 décembre 2013 et pour les autres sites au 31 décembre 2014).
- 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 sécurité (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 envisagées est fixée au 31 décembre 2013).

³² Le périmètre de protection volumétrique, qui englobe les bâtiments contenant les matériels permettant de garantir la sécurité 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 dispositifs permettant d'obturer les ouvertures existant sur ces voiles (portes, trémies, etc... qui peuvent constituer des voies d'eau potentielles en cas d'inondation).

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

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 faibles associés à de fortes pluies ou à la défaillance d'équipements internes au site sous l'effet d'un séisme (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 doivent être présentées avant le 31 décembre 2013 pour des échéances de réalisation des modifications allant du 31 décembre 2014 au 31 décembre 2017.

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.e³³ 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.

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 les 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 :

- revue globale de la conception de la source froide 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 (prescription ECS-15. Les éléments ont été transmis au 30 juin 2012 et sont en cours d'analyse),
- études complémentaires pour tous les sites prenant en compte les risques liés à la neige (demande ASN Tous-14 du 26 juin 2012. Echéance à préciser),
- études sur les spécificités des vents en rafale et sur la valeur des vitesses des vents à considérer pour tous les sites (demandes ASN Tous-15 et Tous-16 du 26 juin 2012. Etudes transmises),
- études sur la résistance des équipements pour l'ensemble des sites à un phénomène de grêle extrême (demande ASN Tous-17 du 26 juin 2012. Les éléments ont été transmis et sont en cours d'analyse),
- études sur la définition et la prise en compte d'un phénomène de foudre extrême pour les réacteurs en exploitation pour les matériels nécessaires à la gestion des situations de perte totale de la source froide, de perte totale des alimentations électriques et d'accidents graves (demande ASN Parc-18 du 26 juin 2012. Les éléments ont été transmis et sont en cours d'analyse).

En outre, dans le cadre du réexamen de sûreté associé au 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,

³³ 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.

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

- 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 sécurité pour les différentes agressions,
- l'impact de l'arrêté INB,
- l'apport 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

A l'issue des ECS, l'ASN a fixé la prescription ECS-14 visant à 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 (échéances de transmission des études et de proposition de modifications allant du 30 septembre 2012 au 31 décembre 2013. Les échéances de mise en œuvre d'un système d'alerte coordonné avec les exploitants industriels voisins sont identiques).

Sur la base du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, l'ASN a également prévu de réexaminer les référentiels de sécurité des installations nucléaires sur les aspects « risques liés aux autres activités industrielles ».

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 aux prescriptions spécifiques³⁴ suivantes :

- Présentation des mesures envisagées pour assurer la protection de l'installation contre le risque d'inondation au-delà du référentiel considéré dans le rapport préliminaire de sécurité, (prescription ECS-06. Les mesures devront être transmises avant le 31 décembre 2013).
- Etude des avantages et inconvénients liés à la mise en place d'un système d'AAR (prescription ECS-13. L'étude a été transmise et est en cours d'analyse).
- Revue globale de la conception actuelle de la source froide 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. Le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation prendra en compte les conclusions de cette revue (prescription ECS-15. Les études ont été transmises et sont en cours d'analyse).

Les prescriptions ECS-14 et ECS-30 sont identiques.

Par ailleurs, l'ASN participe également aux travaux sur le « *siting* » du *Working group on regulation of new reactors* qui est un groupe technique du *Committee on Nuclear Regulatory Activities* (CNRA) de l'Agence de l'Énergie Nucléaire. L'ASN contribue, sur la base de l'instruction des projets Flamanville 3, à l'activité de ce groupe de travail.

³⁴ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/La-reglementation/Bulletin-Officiel-de-l-ASN/Decisions-de-l-ASN/Decision-n-2012-DC-0283-de-l-ASN-du-26-juin-2012>

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

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 sécurité 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 réacteurs, l'ASN, avec l'appui de l'IRSN, est en charge de l'examen détaillé de la conception des nouveaux réacteurs. En parallèle, l'ASN assure également le contrôle de la construction de l'installation (Cf. § 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 explicites vis-à-vis de la démonstration de sûreté et notamment du principe de défense en profondeur. Il concerne également la conception et la construction des réacteurs de recherche.

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 importants pour la protection 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 une défense en profondeur couvrant cinq niveaux :

1. Le premier niveau est une combinaison de marges de conception spécifiques, d'assurance de la qualité et d'activités d'inspection afin de prévenir la survenue de conditions d'exploitation anormales ou défaillantes ;
2. Le second niveau consiste en la mise en œuvre de dispositions de protection permettant la détection d'écarts par rapport aux conditions d'exploitation normales ou de défaillances des systèmes. Ce niveau de défense est prévu pour garantir l'intégrité de la gaine du combustible et celle du système de refroidissement primaire afin de prévenir les accidents ;
3. Le troisième niveau est assuré par des systèmes de sauvegarde ou de protection et des procédures de conduite permettant de maîtriser les conséquences des accidents susceptibles de se produire, en confinant les substances radioactives afin d'éviter l'évolution de la situation vers un accident grave ;
4. Le quatrième niveau inclut les mesures permettant de préserver l'intégrité du confinement et de maîtriser les situations d'accident grave ;
5. Le cinquième niveau inclut, en cas de dysfonctionnement ou d'inefficacité des mesures précédentes, toutes les mesures de protection des populations en cas de rejets importants.

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 mise en œuvre au stade de la conception, en particulier vis à vis de la prise en compte des accidents graves et des agressions externes (chutes d'avion).

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 des différentes lignes de défense en profondeur est présentée dans le rapport préliminaire de sûreté, qui a été transmis à l'Autorité de sûreté à l'appui de la demande d'autorisation de création d'un troisième réacteur sur le site de Flamanville.

La mise en œuvre du concept de défense en profondeur lors de la qualification des technologies utilisées et de la conception est présentée dans les § 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

18.1.4.1 Les réacteurs électronucléaires

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 mise en œuvre par les exploitants demeure globalement satisfaisante et perfectible sur certains points identifiés au cas par cas selon les installations concernées.

18.1.4.1.1 Les évaluations complémentaires de sûreté

Sur les réacteurs actuellement en exploitation, pour les équipements permettant de limiter les conséquences d'un accident grave et les rejets radioactifs associés, le référentiel actuel ne prévoit pas la prise en compte des agressions externes. L'exploitant devra préciser les matériels du noyau dur de prévention et de limitation des conséquences d'un accident grave. Ces matériels devront être robustes aux agressions, au-delà du niveau actuel des aléas pris en compte (prescription ECS-01, cf § 6.3.1.3).

L'analyse menée dans le cadre des ECS sur la robustesse des installations en cas de pertes des alimentations électriques ou des moyens de refroidissement a conduit à identifier, outre les mesures de renforcement de la sûreté, le besoin d'analyser plus en détail certains phénomènes. Il s'agit en particulier de la fiabilité du fonctionnement de certains matériels sur le long terme notamment par rapport à la montée en température, de l'examen de la robustesse des joints des pompes primaires, de l'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 perte de refroidissement, et de l'étude des évolutions proposées par EDF pour la conduite incidentelle.

18.1.4.1.2 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.

Ce réacteur a également été inclus dans le périmètre des ECS. Cet examen a donné lieu à des prescriptions³⁵ dont la prescription ECS-01 relative au « noyau dur ».

L'ASN poursuit depuis 2007 sa mission de contrôle via l'analyse de la conception détaillée du futur réacteur EPR de Flamanville, actuellement en cours afin de préparer la future mise en service de ce réacteur.

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 adaptés 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

³⁵ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/La-reglementation/Bulletin-Officiel-de-l-ASN/Decisions-de-l-ASN/Decision-n-2012-DC-0283-de-l-ASN-du-26-juin-2012>

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

installations nucléaires en exploitation (générateurs de vapeur de remplacement). L'ASN peut s'appuyer pour cette mission sur des organismes qu'elle agréé.

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 est 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, ayant à assurer leur fonction en situation accidentelle ;
- catégorie K2 : matériels installés dans l'enceinte, ayant à assurer leur fonction en situation normale ;
- catégorie K3 : matériels installés hors de l'enceinte.

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 un des aspects importants pris en compte dans les bilans de conformité qui sont effectués à l'occasion des réexamens périodiques de sûreté.

Visite complète initiale et requalifications périodiques

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 et qui 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 seront qualifiés d'ici mi-2013.

Construction du réacteur EPR à Flamanville 3

Qualité de la construction et des montages sur site

En application de l'arrêté « qualité » de 1984 (article 4), EDF assure la surveillance de la qualité des activités importantes pour la sûreté, et en particulier des activités d'étude, de construction et montage sur site et de fabrication des composants importants pour la sûreté.

L'ASN pour sa part a poursuivi la réalisation d'inspections inopinées ou planifiées sur le chantier.

Deux événements significatifs relatifs à la construction de l'EPR Flamanville 3 ont été déclarés par EDF en 2012. Le premier relatif à la détection de défauts de soudures sur des consoles du pont polaire du bâtiment réacteur ; le second lié à un défaut de surveillance de la fabrication des moteurs Diesel d'ultime secours.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

Qualité des fabrications pour l'EPR

Le suivi 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 d'aménagement de Flamanville 3.

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 ont permis d'assurer la coordination et le suivi « qualité et délais » des fabrications, ainsi que les rapports d'avancement associés.

Globalement, en 2011 et 2012 la surveillance en usine des fabrications des matériels mécaniques et électriques s'est exercée sur plus de 400 fournisseurs parmi un panel d'environ 866 faisant l'objet d'un plan de surveillance des fabrications de Flamanville 3.

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 de sûreté 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

Le processus d'évaluation de la conformité des équipements aux exigences réglementaire est décrit dans un guide spécifique dont la première version a été publiée en mars 2009. Fin 2010, l'ASN a engagé un processus de révision de ce guide et a publié une nouvelle version en septembre 2012 après avoir consulté le groupe permanent d'experts pour les ESPN. Cette révision a permis l'amélioration de pratiques et précisé l'étendue des inspections qui doivent être réalisées par les organismes d'inspection à la fin de la fabrication des ESPN.

L'ASN a également appelé les fabricants d'ESPN à la vigilance en ce qui concerne la justification que les matériaux qui constituent les équipements respectent les exigences réglementaires qui s'y appliquent. Cette vérification implique une surveillance des fournisseurs de matériaux par les fabricants eux-mêmes.

L'ASN considère que certaines des pratiques en vigueur jusqu'en 2012, sans remettre en cause la conformité aux exigences réglementaires des équipements en cours de fabrication, sont perfectibles. Les fabricants d'ESPN doivent tout mettre en œuvre pour appliquer au plus vite les dispositions précisées dans le guide révisé relatif à l'évaluation de la conformité.

L'ASN note cependant que la prise en compte des nouvelles exigences réglementaires progresse chez l'ensemble des fabricants. Elle note en particulier que certaines exigences ont fait l'objet d'une bonne appropriation par les fabricants.

En octobre 2012, l'ASN a achevé l'évaluation de la conformité des premiers générateurs de vapeur fabriqués. L'ASN retire de cette évaluation que le fabricant AREVA a pu apporter une démonstration acceptable de la conformité des équipements aux exigences de l'arrêté ESPN, grâce aux efforts fournis

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

au cours de l'année 2012. L'ASN considère cependant que les pratiques d'AREVA doivent encore évoluer pour s'adapter totalement aux exigences introduites par la réglementation.

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 agréés contrôlent la fabrication des ESPN destinés au réacteur n°3 de Flamanville ainsi que des autres structures, systèmes et composants 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 réguliers entre le STUK et l'ASN ont 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. Outre l'examen de la documentation technique relative à la conception et à la fabrication de ces équipements, l'ASN et les organismes agréés ont réalisé plus de 820 inspections pour surveiller la fabrication de ces équipements.

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), 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 qualification concernant la fiabilité des matériels qui vise à vérifier que le matériel est capable d'assurer, avec un degré de fiabilité suffisant, les fonctions que lui confie la démonstration de sûreté.

Par ailleurs, l'ASN a également réalisé des inspections portant sur l'organisation et le pilotage de la qualification des matériels aux conditions accidentelles pour l'EPR de Flamanville 3.

Validation par l'ASN de l'architecture du contrôle commande

Le « contrôle-commande » du réacteur n°3 de Flamanville de type EPR comprend notamment deux plates-formes :

- la plate-forme Téléperm XS, spécifiquement développée pour l'industrie nucléaire, est dédiée aux fonctions de protection du réacteur en situations d'incidents ou d'accidents ;
- la plate-forme SPPA T2000, d'origine « industrielle classique », est utilisée pour le fonctionnement normal du réacteur et pour certaines fonctions de protection du réacteur en situations d'incidents ou d'accidents.

Comme suite à la demande de l'ASN dans son courrier en date du 9 juillet 2010, EDF a présenté des dispositions de conception alternatives à celles initialement envisagées. Ces dispositions consistent notamment à regrouper au sein d'un système dénommé « noyau dur » certaines fonctions de sûreté jusqu'alors non implantées sur la plate-forme Téléperm XS. Ces dispositions permettent de faire face à la situation de perte totale de la plateforme SPPA T2000 cumulée à certaines situations accidentelles.

En parallèle, EDF, en lien avec les concepteurs et fabricants concernés, a réalisé d'importants efforts pour apporter la démonstration que certaines fonctions de sûreté pouvaient être implantées sur la plateforme SPPA T2000.

A l'issue de l'analyse menée par l'IRSN sur ces modifications et de l'avis du 16 juin 2011 du GPR, l'ASN considère que l'architecture du contrôle-commande du réacteur n°3 de Flamanville proposée par EDF

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

est apte à garantir la sûreté des systèmes utilisés pour gérer les situations d'incidents ou d'accidents et leur indépendance vis-à-vis des systèmes de contrôle utilisés pour exploiter l'installation en fonctionnement normal. EDF peut donc poursuivre le déploiement de ce système dont la conception détaillée sera analysée par l'ASN préalablement à l'autorisation de mise en service.

18.2.4.3 Réacteurs électronucléaires en exploitation

Pour les réacteurs du parc en exploitation, l'ASN considère qu'EDF doit renforcer l'attention portée à la qualification aux conditions accidentelles des matériels, que ce soit lors des opérations de maintenance préventive ou lors des remplacements de matériel. 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.

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).

Une fois l'installation nucléaire mise en service, après autorisation de l'ASN, toutes les modifications apportées par l'exploitant de nature à affecter la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement, sont déclarées à l'ASN. L'exploitant doit également procéder à des réexamens de sûreté périodiques en tenant compte de l'évolution des techniques et de la réglementation 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 des règles fondamentales de sûreté (RFS) ainsi que des guides (« guides de l'ASN ») (Cf § Annexe 2.2).

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 profondeur, 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 catégorie de réduction de risque contient la combinaison 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.

Réduction du risque et contrôle des situations de fusion du cœur

La maîtrise des situations de fusion du cœur constitue le second stade de réduction de risques ; il repose sur l'analyse de sûreté des scénarios de séquence de fusion du cœur à basse pression, les autres scénarios de fusion de cœur faisant l'objet de dispositions spécifiques rendant possible l'exclusion ou « l'élimination pratique » de leur occurrence.

L'analyse permet de définir les moyens permettant d'assurer et de protéger la fonction de confinement. Elle permet également de définir l'instrumentation requise par l'exploitant et l'équipe de crise pour gérer ce type de situation et pour définir les conditions de qualification des équipements nécessaires pour démontrer que les objectifs de sûreté sont atteints.

Toutes les analyses présentées dans le rapport préliminaire de sûreté au stade de la conception feront l'objet d'un nouvel examen dans le rapport de sûreté transmis à l'appui de la demande d'autorisation de mise en service. Ce rapport de sûreté prendra en compte la conception détaillée et en particulier la gestion de combustible qui sera définie avant la mise en service de l'installation, ainsi que les règles générales d'exploitation.

18.3.2.2 Le retour d'expérience de l'accident 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 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 batteries dédiées à cette situation (dites batteries « 12 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 « Diesel d'ultime secours » sera implanté sur chaque réacteur avant fin 2018 ;
- en attendant l'implantation du « Diesel d'ultime secours », 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 est mis en place (fin juin 2013 – cf. § 17.2.1), conformément à la prescription de l'ASN (ECS - 18) ;
- la possibilité d'assurer un appoint ultime en eau de certains réservoirs (PTR, ASG) et de la piscine d'entreposage du combustible est prise en compte par les moyens mobiles de la FARN.

Pour le réacteur EPR, EDF a notamment proposé les dispositions suivantes :

- prolongation de l'autonomie : moyen mobile de pompage du fioul des réservoirs des groupes électrogènes principaux pour réalimenter les groupes Diesel électrogènes d'ultime secours ;
- 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.

Perte des systèmes de refroidissement ou de la source froide

Chaque station de pompage possède deux voies redondantes séparées géographiquement.

Les réacteurs en exploitation du parc 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 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 source froide.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

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 édictée par l'ASN à la suite des ECS, l'exploitant a réalisé une revue globale de la conception de la source froide des tranches 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.

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 réserve d'eau borée du circuit primaire 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 réserve d'eau alimentaire de secours 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 découverture 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.

Dans le cas particulier de l'EPR, un effet falaise est lié à l'autonomie en eau permettant l'alimentation de secours des GV, évaluée à 2 jours environ. Cependant, celles-ci peuvent être alimentées par la suite par les bâches du système d'eau incendie, portant l'autonomie à 9 jours.

Dans toutes les configurations étudiées par EDF, tant pour les réacteurs que pour les piscines, le délai estimé avant la situation redoutée (le découverture 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 tranche, 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 à partir de 2015, en liaison avec la mise en place du Diesel d'ultime secours sur les tranches.

En réponse à une prescription édictée par l'ASN à la suite des ECS, EDF s'est engagé à réaliser des études (avant fin 2013) 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.

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.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

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'analyse de cette proposition est actuellement en cours.

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).

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.

Les ESPN constituent une thématique importante au sein des 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.

En 2011 et 2012, l'ASN et l'IRSN ont essentiellement finalisé l'instruction de la conception de l'architecture du système de contrôle-commande (Cf. § 18.2) et poursuivi l'examen du génie civil de l'installation et de la conception détaillée de certains systèmes importants pour la sûreté du réacteur en se focalisant sur les systèmes novateurs et les systèmes intervenant dans la protection et la sauvegarde du réacteur ou dans le maintien des trois fonctions de sûreté. L'examen de la conception détaillée des éléments relatifs à l'optimisation de la radioprotection et au dimensionnement de protections radiologiques du bâtiment du réacteur a également été effectué.

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, en 2011, cinq inspections et, en 2012, six inspections dans les services d'ingénierie en charge de leur réalisation et de la surveillance des fabrications chez les fournisseurs. En 2011, une de ces inspections a consisté en une inspection de revue sur la conformité des activités d'étude et de construction du réacteur n°3 de Flamanville sous-traitées par EDF à AREVA.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

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. Cependant, de nombreuses actions sont en cours chez EDF et ses prestataires pour démontrer que les matériels fabriqués répondent aux exigences assignées par la démonstration de sûreté.

De plus, l'ensemble des études détaillées de la conception du réacteur n°3 de Flamanville n'étant à ce jour pas finalisé, EDF devra, lorsque ces études seront finalisées, réaliser une vérification de la cohérence de l'ensemble des éléments assurant la démonstration de sûreté du réacteur.

18.3.4.1.2 Contrôle des activités de construction 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.

Tableau 9 : Inspections réalisées sur le site de construction du réacteur n°3 de Flamanville

Année	Inspections réalisées	Principaux thèmes
2010	37	Génie civil des bâtiments et des structures, les montages mécaniques ou électriques des systèmes et des composants, la radioprotection des travailleurs, la protection de l'environnement, l'impact des activités du chantier sur les réacteurs 1 et 2, et la surveillance des prestataires
2011	25	Génie civil des bâtiments et des structures, les montages mécaniques ou électriques des systèmes et des composants, la radioprotection des travailleurs, la protection de l'environnement, l'impact des activités du chantier sur les réacteurs 1 et 2, et la surveillance des prestataires
2012	18	Génie civil des bâtiments et des structures, les montages mécaniques ou électriques des systèmes et des composants, les contrôles non destructifs et la radioprotection des travailleurs, l'organisation et le management de la sûreté au sein du chantier et au sein de l'équipe d'exploitation du futur réacteur, la protection de l'environnement, l'impact des activités du chantier sur les réacteurs 1 et 2.

De manière plus précise, l'ASN a porté en 2012 une attention particulière sur les sujets suivants :

- mise en place du système de précontrainte de l'enceinte interne du bâtiment réacteur. Depuis 2008, l'ASN a été informée de plusieurs non-conformités de positionnement de portions de gaines de précontrainte. En juin 2011, l'ASN a considéré que la répétition de ces anomalies sur ce système mettait en lumière un manque de préparation, de compétences et de culture de sûreté des intervenants et des lacunes dans la surveillance exercée par EDF sur ses sous-traitants. De ce fait, l'ASN a demandé à EDF, le 23 juin 2011, de suspendre le bétonnage de l'enceinte interne et de présenter un plan d'actions permettant d'éviter tout nouvel écart de pose des gaines de précontrainte. Dans les jours suivants, EDF a présenté son plan d'actions et, en particulier, les dispositions prises pour améliorer les compétences des équipes chargées de la pose des gaines de précontrainte et la surveillance de ces équipes.
Le 1^{er} juillet 2011, considérant que les actions retenues par EDF étaient de nature à permettre le bon déroulement des activités de pose des gaines de précontrainte, l'ASN a autorisé EDF à reprendre les activités de bétonnage de l'enceinte interne. La mise en œuvre du plan d'actions d'EDF a fait l'objet d'une inspection inopinée de la part de l'ASN qui a constaté que les dispositions techniques et organisationnelles étaient satisfaisantes.
- les activités de bétonnage complexe. En juillet 2011, EDF a informé l'ASN de la découverte de « nids de cailloux » sur certains voiles des piscines des bâtiments réacteur et combustible. Ces

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

voiles de béton présentent ainsi localement une concentration d'agglomérats et un manque de ciment qui nécessite une réparation. Au-delà du traitement de ces écarts ponctuels pour lesquels des réparations étaient déjà programmées, EDF a mis en œuvre, à la demande de l'ASN et pour améliorer la qualité de réalisation des bétonnages complexes, des formations complémentaires, renforcé la préparation des activités par des analyses de risques plus détaillées et renforcé les contrôles. L'ASN a réalisé plusieurs inspections sur ce thème en 2011 et en 2012, l'une d'entre elles accompagnée d'inspecteurs de l'autorité de sécurité finlandaise (STUK).

Par ailleurs, en mars 2012, EDF a informé l'ASN de la présence de « vides » derrière les logements de batardeaux des piscines du bâtiment du réacteur ; ce remplissage partiel en béton résulte d'activités ayant eu lieu lors de l'été 2011, avant la mise en œuvre de dispositions complémentaires pour les bétonnages complexes. Ce défaut a été détecté à Flamanville par EDF à la suite d'un retour d'expérience issu du chantier du réacteur EPR d'Olkiluoto. Les réparations engagées par EDF ont fait l'objet d'une inspection inopinée de l'ASN le 21 août 2012 et d'une réunion technique sur site le 13 octobre 2012 afin notamment de présenter les résultats des premières réparations. L'ASN restera vigilante sur la qualité de réalisation finale, c'est-à-dire après contrôle et réparation, des piscines du réacteur n°3 de Flamanville ;

- les activités de soudage du liner des bâches et des piscines. Depuis fin 2010, les opérations de montage du cuvelage de certaines bâches importantes pour la sécurité ont débuté. Elles concernent notamment le cuvelage des piscines du bâtiment du réacteur et du bâtiment combustible. L'ASN apporte une attention particulière au contrôle de ces activités pour s'assurer de la maîtrise par EDF des méthodes de fabrication.

Il ressort de ces contrôles et du traitement des écarts détectés que l'organisation d'EDF et du titulaire du contrat principal de génie civil est satisfaisante. Notamment, l'ASN constate que le retour d'expérience du soudage de ce type de revêtement est intégré au fur et à mesure des difficultés rencontrées. L'ASN restera attentive au contrôle de ces activités et à la qualité finale de réalisation de ces revêtements, à travers notamment des tests en eau des bâches et des piscines.

Défauts de fabrication observés sur les consoles du pont polaire du réacteur n°3 de Flamanville

Au cours d'une inspection le 14 décembre 2011, l'ASN a été informée d'écarts survenus lors de la fabrication des consoles du pont polaire du bâtiment réacteur. Des défauts au niveau des soudures de ces consoles ont été découverts par EDF en usine avant leur peinture, puis sur le site de Flamanville, à l'occasion de contrôles complémentaires. Alors que ces défauts avaient été découverts initialement sur un nombre limité de consoles, des contrôles supplémentaires sur d'autres consoles ont révélé la présence de défauts sur un grand nombre d'entre elles. EDF a alors décidé de faire fabriquer à nouveau l'ensemble des consoles du pont polaire. EDF a présenté les actions engagées pour comprendre l'origine de ces nombreuses anomalies. Par ailleurs, l'ensemble des consoles ont été remplacées au premier semestre 2013.

L'inspection réalisée à la suite de la détection de ces défauts de fabrication a permis de détecter des défauts similaires concernant d'autres équipements destinés au réacteur n°3 de Flamanville. EDF a engagé le traitement des défauts détectés, le cas échéant en renvoyant en usine pour réparation l'équipement concerné.

18.3.4.1.3 Contrôle de la fabrication des équipements sous pression nucléaires

Ce point est développé dans le § 18.2.

18.3.4.2 Le réacteur EPR de Penly 3

En fin d'année 2010, EDF a déposé auprès des ministres chargés de la sûreté nucléaire une demande d'autorisation de création pour un réacteur de type EPR sur le site de Penly. Ces ministres ont sollicité l'avis de l'ASN sur la recevabilité des différentes pièces constitutives du dossier. L'ASN, avec l'appui de l'IRSN, a examiné le dossier déposé par EDF. Il en est ressorti que des compléments étaient nécessaires pour qu'une instruction technique détaillée puisse être menée. Ces demandes de compléments portaient majoritairement sur le rapport préliminaire de sûreté, l'étude de maîtrise des risques et l'étude d'impact. L'enquête publique sur ce projet de réacteur nucléaire EPR, qui devait débuter en juin 2011, a été reportée une première fois à octobre 2011, puis, à la demande d'EDF, jusqu'à une date indéterminée. Ce projet est suspendu à ce jour.

18.3.4.3 Les évaluations complémentaires de sûreté

Dans le cadre des ECS, de nombreuses études de conception des réacteurs en construction et en exploitation ont été révisées ou réalisées. Les conclusions de ces ECS ont amené l'ASN à fixer des prescriptions complémentaires imposant aux exploitants des travaux importants pour pallier la perte des alimentations électriques et des systèmes de refroidissement.

Ces mesures sont précisées sur le site de l'ASN³⁶ et détaillées dans le plan d'action national³⁷ consécutif aux ECS, transmis à l'ENSREG. Elles comprennent de nouvelles études de conception, en particulier à propos :

- De la définition des structures et des composants du « noyau dur » incluant les locaux de gestion de crise ainsi que la définition des exigences applicables à ce noyau dur (prescription ECS-01, cf § 6.3.1.3). Les dossiers ont été reçus et sont en cours d'instruction. Une réunion spécifique du GP s'est tenue le 13 décembre 2012.
- De la source froide 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 (prescription ECS-15, cf § 17.4.1.1.3). Les éléments ont été transmis et sont en cours d'analyse.
- Des moyens d'alimentation en eau de secours (prescription ECS-16).
 - Les éléments relatifs aux des dispositifs techniques de secours ont été transmis pour tous les sites (sauf Chinon et Golfech) et ont été examinés lors de la réunion du GP du 13 décembre 2012 dédiée au « noyau dur » (prescription ECS-1).
 - Les éléments relatifs aux dispositifs d'injection d'eau borée dans le réacteur en cas de perte totale d'alimentation électrique du site lorsque le circuit primaire est ouvert ont été transmis et l'ASN a donné son accord pour le déploiement de cette modification.
- Du renforcement des installations pour faire face aux situations durables de perte totale de la source froide ou des alimentations électriques (prescription ECS-17). Les éléments doivent être transmis avant le 31 décembre 2013.
- Du renforcement de l'autonomie des batteries et de l'installation de moyens d'alimentation électrique supplémentaire (prescription ECS-18). Les éléments relatifs aux batteries ont été transmis le 30 juin 2012 et sont en cours d'analyse. Les études relatives aux moyens d'alimentation électrique supplémentaire répondant aux exigences relatives au « noyau dur » (prescription ECS-1) sont en cours.

³⁶ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-controle/Evaluations-complementaires-de-surete>

³⁷ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-controle/Evaluations-complementaires-de-surete/Actualites-concernant-les-ECS/Stress-tests-europeens-l-ASN-publie-son-plan-d-action-national>

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,
- les règles générales d'exploitation,
- une étude sur la gestion des déchets de l'installation,
- le plan d'urgence interne, le plan de démantèlement et
- une 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 TSN 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.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

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.

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.

Les procédures d'exécution d'essai complétées par les fiches de relevés et par les résultats des essais deviennent des relevés d'exécution d'essais.

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 peut se réunir à chaque passage important d'une phase d'essais d'ensemble à une autre. Elle regroupe l'exploitant et les constructeurs, avec la participation de représentants de l'ASN. L'ASN donne l'autorisation de passer à la phase suivante des essais en prenant en considération les résultats présentés en commission.

Le directeur du site devient responsable de la sûreté du réacteur à partir du premier chargement du cœur en combustible nucléaire.

Préparation de l'exploitation de l'EPR de Flamanville 3

Une équipe basée à Flamanville 3 mène les travaux préparatoires à la mise en service ainsi qu'un important volume de formation pour développer les compétences du personnel avant le démarrage.

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 des règles générales d'exploitation 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 démarrée en 2010 se poursuit également avec la rédaction des programmes optimisés de maintenance.

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.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

La préparation de l'exploitation se poursuivra en 2013 et 2014 autour de :

- l'organisation relative aux essais de démarrage en interface avec le concepteur
- la préparation de l'organisation de crise en intégrant le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi.
- partages d'expérience avec les autres exploitants d'EPR et la prise en compte du REX international des sites en démarrage (WANO)

19.1.3 L'analyse et le contrôle de l'ASN

Sans attendre la transmission du dossier complet de la demande de mise en service, l'ASN a engagé, avec l'IRSN, un examen anticipé des documents déjà transmis pour préparer l'instruction du dossier de demande de mise en service (cf. § 14.1.4.1).

En parallèle à cette instruction technique anticipée, l'ASN assure également le contrôle de la construction de l'installation (cf. § 18.3.4.1.2).

L'ASN développera, au cours de l'année 2013, les outils règlementaires nécessaires pour encadrer la préparation et le contrôle des essais de démarrage de l'installation et l'instruction finale du dossier de demande d'autorisation de mise en service. L'ASN mènera ses actions de manière concertée avec ses homologues également impliqués dans un tel projet, en particulier au sein du MDEP.

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 règles générales d'exploitation (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 opératoires. Ce recueil de règles est approuvé par l'ASN.

19.2.1 Les demandes de l'ASN

Les RGE comportent plusieurs chapitres dont les plus importants pour la sûreté font l'objet d'un examen de la part de l'ASN. Pour les centrales nucléaires, il s'agit :

- du 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 définissent également les matériels requis en fonction de l'état du réacteur et indiquent les actions à mettre en œuvre en cas de dysfonctionnement ou d'indisponibilité de ces matériels.
- du 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.
- du 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.
- du 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 sûreté de ses installations, améliorer ses performances économiques ou intégrer les conséquences des modifications matérielles.

Dans des circonstances particulières, EDF peut être amenée à s'écarter de la conduite normale imposée par les STE et doit déclarer cet écart à l'ASN. L'ASN examine les modifications temporaires des STE et peut délivrer un accord, sous réserve éventuellement de la mise en œuvre de mesures complémentaires.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

L'ASN s'assure également de la justification des modifications temporaires et réalise chaque année un examen approfondi, 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.

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.

Toute dérogation aux STE doit être exceptionnelle et doit faire l'objet d'un accord de l'ASN.

19.2.3 Le contrôle et l'analyse de l'ASN

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.

Globalement, la démarche d'intégration périodique du retour d'expérience des modifications temporaires récurrentes des STE mise en œuvre depuis 2010 par EDF contribue significativement à la

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

stabilité du référentiel d'exploitation des réacteurs et va dans le sens d'une facilitation de son appropriation par les opérateurs concernés.

Au contraire de la tendance observée ces dernières années, l'ASN a noté que le respect des STE est en dégradation en 2012, en particulier lors des arrêts de réacteurs. La préparation et l'intégration des modifications des STE doivent faire l'objet d'améliorations, ainsi que le respect de la conduite à tenir prescrite dans les dérogations aux STE. L'ASN a toutefois constaté des évolutions positives dans certains domaines de la conduite des réacteurs, comme la gestion des condamnations administratives, le nombre d'arrêts automatiques réacteur (AAR) et le respect du domaine de fonctionnement autorisé.

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.

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. Ces éléments importants pour la protection 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 sont exploités conformément aux RGE (Cf. § 19.2).

D'autres documents subsistent 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 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 de la tranche 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 de l'installation nucléaire. Les systèmes importants pour la sûreté 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.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

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

L'organisation de la maintenance à EDF a pour finalité de garantir le fonctionnement de ses équipements conformément aux exigences de sûreté et de performance de production.

La politique de maintenance est structurée de façon à garantir le niveau de fiabilité requis des matériels et systèmes, renforcer la compétitivité et préparer l'avenir en anticipant la maintenance des matériels pour permettre d'étendre la durée de fonctionnement des réacteurs du parc.

Cette politique s'appuie sur un système de management de la maintenance pour l'amélioration continue des performances concernant la sûreté, la disponibilité et la durée de fonctionnement des installations.

La structuration de ce système repose sur huit objectifs opérationnels :

1. élaborer les programmes de maintenance ;
2. maîtriser les évolutions documentaires ;
3. maintenir et surveiller les matériels afin de garantir la réalisation des activités de maintenance et de suivi des matériels et des systèmes en qualité et dans le respect des programmes ;
4. résoudre les problèmes techniques en assurant l'instruction et le pilotage des affaires et des programmes en tenant compte des arbitrages budgétaires ;
5. analyser le REX technique afin de garantir la non-occurrence des situations avérées, anticiper et mettre en œuvre les bonnes pratiques techniques ;
6. modifier les installations (en tant que de besoin et après études) afin d'optimiser leur niveau de fiabilité ;
7. assurer la disponibilité et les compétences nécessaires des intervenants afin de garantir l'adéquation permanente en qualité et quantité des ressources et des moyens avec les activités de maintenance;
8. gérer la filière des pièces de rechange afin de constituer et optimiser le stock des pièces de rechange;

C'est par la déclinaison de ces huit objectifs qu'EDF vise à mettre en place une maintenance optimisée visant à n'avoir aucune défaillance sur les matériels jugés critiques, à améliorer la fiabilité des matériels et systèmes, et ainsi à contribuer à la progression constante de la sûreté et de la disponibilité des réacteurs.

Les activités de maintenance

Dans le domaine de la maintenance, la ré-interrogation est permanente, valorisant la standardisation du parc et le retour d'expérience d'EDF et des exploitants étrangers, elle s'est enrichie au cours du temps de nouvelles méthodes.

Cette démarche itérative dans le temps a conduit EDF à décider la mise en place progressive à partir de 2009 de l'AP913 (*Advanced Process* de l'INPO), méthodologie mise en œuvre sur de nombreuses installations dans le monde qui vise à l'excellence de fiabilité de fonctionnement de tous les composants et systèmes critiques d'une centrale nucléaire.

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

La réalisation des activités de maintenance

La maintenance est une activité au cœur du métier d'exploitant nucléaire. Le maintien en interne de compétences propres est incontournable. Dans le même temps, le recours à des prestataires est tout aussi nécessaire, compte-tenu :

- des pointes d'activité générées par les arrêts de réacteur ;
- du besoin de compétences rares sur les activités spécialisées ;
- mais aussi de l'intérêt réciproque d'implication des prestataires dans les activités où ils peuvent apporter les pratiques et méthodes d'autres industries.

Globalement, la sous-traitance des activités évolue vers des contrats pluriannuels et pluri-sites, à la maille adaptée, et ce dans l'esprit de « faire ensemble ».

La maîtrise de la maintenance dans le temps

Exploiter un parc nucléaire sur une période longue nécessite qu'une attention particulière soit portée au maintien des capacités à réaliser cette maintenance tant du point de vue des interventions, pièces de rechange que des compétences. Un travail important est ainsi réalisé sur l'obsolescence des matériels et la pérennisation des capacités industrielles. Par ailleurs, la connaissance du comportement des matériels et systèmes vis-à-vis des phénomènes de vieillissement conditionne la pertinence des activités de maintenance réalisées et en particulier peut être décisive dans le choix d'une maintenance exceptionnelle, comme le démontrent les opérations de changements de couvercles de cuve et de générateurs de vapeur, ainsi que celles de rénovation du contrôle-commande.

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 sécurité très strictes.

Un guide de conception technique rédigé par la direction de la protection et de la sécurité nucléaire du CEA définit les règles de conception et de construction, l'analyse de sécurité des dispositifs expérimentaux. Il permet notamment de déterminer le niveau des exigences de sécurité et les dispositions techniques à retenir au regard des enjeux de sécurité.

Afin de vérifier le bon fonctionnement des éléments importants pour la sécurité 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 sécurité.

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.

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

19.3.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

19.3.4.1 Réacteurs électronucléaires

19.3.4.1.1 Exploitation des réacteurs

Sur la base du résultat de ses contrôles, en particulier ses inspections, l'ASN considère en 2012 que les documents nécessaires à l'exploitation sont, dans leur ensemble, correctement gérés. En particulier, le nombre d'écarts de déclinaison des règles d'essais périodiques continue à diminuer. Toutefois, la préparation et l'intégration des modifications des RGE doivent faire l'objet d'améliorations.

Les interfaces entre l'exploitation et les métiers de maintenance ou des essais sont souvent à l'origine d'écarts, à la suite d'un défaut de communication ou d'une mauvaise compréhension. Les actions d'amélioration doivent donc être poursuivies sur ce sujet.

Tout comme en 2011, l'application rigoureuse des référentiels d'exploitation et la gestion des consignes temporaires d'exploitation restent perfectibles.

L'identification, la gestion et la résorption des « dispositifs et moyens particuliers » et des modifications temporaires présents depuis plusieurs années sur les réacteurs sont améliorées à la suite des efforts réalisés par EDF depuis 2010.

En revanche, la préparation des interventions d'exploitation reste un point faible et des actions d'amélioration doivent être mises en œuvre sur le sujet.

L'ASN a noté quelques progrès dans la gestion des consignations de matériel, mais des écarts subsistent dans ce domaine, ainsi qu'en matière de lignage de circuits. La rigueur et le contrôle apportés à ces opérations ne sont pas suffisants.

19.3.4.1.2 Les activités de maintenance

En 2010, EDF a annoncé à l'ASN son intention d'évoluer vers une nouvelle méthodologie de maintenance, l'AP913. Cette méthode de maintenance AP913 vise à renforcer la surveillance des matériels et à engager les actions de réparation associées avant leur défaillance. Cette méthodologie fait l'objet d'une analyse par de l'ASN et l'IRSN.

L'ASN constate que certaines problématiques présentant des enjeux de sécurité comparables ne font pas l'objet du même degré d'anticipation. En outre, EDF n'identifie pas suffisamment tôt les équipements importants pour la sécurité qui présentent un risque d'obsolescence ou bien qui n'étaient pas conçus pour être remplacés. Les modalités d'approvisionnement et de gestion en pièces de rechange génèrent aussi des anomalies récurrentes.

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 des constats récurrents demeurent :

- le référentiel de maintenance est en évolution permanente. Les retards d'intégration persistent sur l'ensemble des centrales nucléaires et tendent à disperser les exigences ;
- les dossiers et analyses de risques réalisés en amont des actions de maintenance sont parfois inadaptés ou incomplets.;
- enfin, la qualité de réalisation des interventions de maintenance passe également par une meilleure appréhension du facteur humain et par une meilleure surveillance des prestataires.

L'ASN considère qu'EDF doit veiller à disposer des moyens humains et matériels suffisants.

19.3.4.1.3 L'état des matériels et équipements

Les différents programmes mis en œuvre par l'exploitant contribuent à maintenir les matériels des centrales nucléaires dans un état globalement satisfaisant.

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

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 2012, la situation en ce qui concerne le maintien de l'intégrité de la première barrière est perfectible sur certains points, en particulier sur la propreté des chantiers destinée à empêcher l'introduction de corps étrangers dans le circuit primaire. Les actions engagées depuis 2008 par EDF se sont poursuivies en 2012, mais leur mise en œuvre reste perfectible.

Enfin, EDF doit continuer de progresser dans l'application des programmes de maintenance des matériels de manutention du combustible, qui peuvent être à l'origine de dégradations d'assemblages de combustible.

Les équipements sous pression et la deuxième barrière

La situation des ESPN est satisfaisante. L'ASN note en particulier les points positifs suivants :

- un fonctionnement des services d'inspections reconnus, internes à l'exploitant, globalement satisfaisant même si certains sites doivent rester vigilants sur leurs effectifs, sur la mise à jour documentaire ou leur réactivité ;
- le respect des exigences de la réglementation malgré des disparités entre les sites.

Toutefois, des points faibles subsistent, notamment des erreurs de lignage qui sollicitent les ESPN, des transitoires dynamiques de type « coup de bélier », la préparation insuffisante de certains tests de résistance à la pression, la présence de nombreux colmatages, un manque d'information de l'ASN avant mise en œuvre d'interventions notables.

Pour ce qui concerne le respect de l'intégrité de la deuxième barrière des réacteurs, EDF est toujours dans une situation perfectible, même si cette situation tend à s'améliorer avec la poursuite de la stratégie de maintien en propreté de la partie secondaire des générateurs de vapeur.

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. Les résultats de l'épreuve enceinte du réacteur n°5 de Bugey, qui respectent les critères imposés par les RGE, sont néanmoins moins satisfaisants que lors du précédent essai, 10 ans auparavant. EDF recherche l'origine de l'augmentation du taux de fuite de l'enceinte, qui est probablement due à une traversée, et réalisera un essai supplémentaire de l'enceinte dans 5 ans.

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.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

Une analyse des enjeux liés au confinement des réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe a été réalisée en 2012. Ces conclusions seront examinées par le GPR dans la perspective VD3 1300 MWe. L'étude approfondie de certains points a conduit à programmer la réunion du GPR en 2013.

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.

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 maîtrise du déroulement dans le temps du processus de délivrance de certaines autorisations.

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 qui définit précisément le contenu du dossier de sûreté.

L'ASN prévoit en 2014 d'analyser l'application de la démarche de ce guide technique sur un cas d'un dispositif expérimental qui aura fait l'objet d'un réexamen de sûreté récent.

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.

Afin de préparer l'instruction de la demande d'autorisation de mise en service du réacteur n°3 de Flamanville, les principes de conduite en cas d'incident ou d'accident, qui seront déclinés dans les RGE, sont instruits de manière anticipée.

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 dans le cadre de leur 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.

L'ensemble des sites nucléaires du parc EDF utilise aujourd'hui l'approche par état (APE). Cette conduite 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, la conduite du réacteur doit 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. L'objectif prioritaire devient la sauvegarde du confinement. 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 de sortie cœur et de débit de dose dans l'enceinte de confinement. Le Diesel d'ultime secours permet alors de secourir électriquement l'instrumentation permettant la mise en œuvre de la conduite en AG.

Dans le rapport ECS, EDF a indiqué 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 s'est engagée à étudier le risque hydrogène dans les autres bâtiments périphériques de l'enceinte des réacteurs. L'étude du risque hydrogène dans l'espace entre enceintes des réacteurs de 1300 MWe est en cours dans le cadre du réexamen de sûreté associé à leur troisième visite décennale.
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-delà de 24 heures à partir d'une pression minimale égale à la pression de dimensionnement de l'enceinte. En réponse à une prescription de l'ASN, EDF a engagé une étude concernant les possibilités d'amélioration du dispositif d'éventage-filtration, incluant le réexamen du risque hydrogène et ses conséquences éventuelles ainsi que la tenue au séisme.

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

Les résultats seront transmis pour fin 2013. Grâce à la filtration efficace 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.

Sur l'EPR, le système d'évacuation ultime de la chaleur du bâtiment réacteur (EVU) permet de contrôler la pression de l'enceinte. En cas de perte des alimentations électriques, la remise en service de ce système est possible pendant un délai de 2 jours afin d'écarter le risque de défaillance de l'enceinte. Enfin, la tenue de l'enceinte est préservée pendant 3 jours après l'initiateur si l'EVU n'est pas mis en service. Pour éviter l'effet falaise lié à la perte prolongée des alimentations électriques, EDF a proposé l'ajout d'un dispositif mobile et indépendant d'appoint en eau dans le bâtiment réacteur via les buses de l'aspersion de ce système. Ce dispositif serait mise en œuvre dans un délai de 48 heures et permettrait d'étendre la période de grâce à 5 jours.

- Risque de défaut d'étanchéité de l'enceinte de confinement :
Sur le parc, 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.
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, la conduite AG sur le parc demande de dépressuriser le 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 Sécurité autonome) pour fiabiliser l'ouverture des soupapes, décidée avant l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi et déjà réalisée sur certains réacteurs, est prévue pour les prochaines VD de chaque réacteur.
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 12h.
- Risque de re-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 bêche.
Le GIAG interdisant l'injection d'eau non borée tant que le corium est en cuve, le risque de re-criticité est écarté pour de tels 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 re-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 le parc, 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 guide de gestion des AG définit les conditions d'injection d'eau, notamment vis-à-vis des risques de perte précoce du confinement.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

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 le parc, 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. A l'issue des ECS, EDF prévoit que les moyens d'injection au primaire soient secourus par un Diesel d'ultime secours.

Dans l'hypothèse de la rupture de la cuve, le corium se déverse dans le puits de cuve. La stratégie actuellement mise en place sur le parc en exploitation consistant à injecter de l'eau (apport d'eau postérieur à la rupture de la cuve ou noyage du puits de cuve préalable à la rupture cuve).

Les systèmes de sauvegarde de la tranche accidentée étant probablement perdus à l'entrée en AG, des lignages dits "ultimes" peuvent être mis en œuvre par les équipes de crise pour noyer le corium.

En situation de perte totale des alimentations électriques de longue durée cumulée avec la perte de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, aucun des moyens d'injection actuels ne permettrait de noyer le corium en cuve et dans le puits de cuve. En conséquence, EDF prévoit, pour le parc, le recours à une motopompe électrique alimentée par le DUS permettant l'injection de l'eau dans le circuit primaire. EDF a précisé que ce recours sera intégré à terme dans le noyau dur.

Il existe également, pour les réacteurs du parc, un risque d'explosion 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 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. A 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 est en cours. 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 étudiées pour réduire 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 sûreté tangible et valorisable.

Pour le cas particulier des réacteurs de Fessenheim, où l'épaisseur du radier est la plus faible du parc, EDF estime que la durée de percement du radier pourrait être de l'ordre de la journée dans le pire des cas. En juillet 2011, l'ASN a prescrit à EDF 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. Le dossier a été remis par EDF le 9 décembre 2011. Fin 2012, l'ASN a donné son accord à la mise en œuvre de ce renforcement. Au printemps 2013, ce renforcement a été réalisé et l'ASN a prescrit le même renforcement pour le réacteur n°2 de Fessenheim.

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

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

permettant de détecter la présence d'hydrogène, EDF s'est engagée à étudier des modifications dont le déploiement est prévu fin 2016 pour les tranches des paliers 900 et P4 et fin 2017 pour les tranches des paliers P'4 et N4. Les études concernant les exigences auxquelles ces dispositions devront satisfaire et leur appartenance éventuelle au noyau dur sont en cours; la réponse est prévue avant fin 2013.

Faisabilité des actions immédiates du Guide d'Intervention Accident Grave (GIAG)

Dans l'hypothèse d'un événement entraînant 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.

A cet égard, EDF s'est engagée à étudier 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.

EDF a transmis fin 2012 un dossier concernant le dimensionnement de l'effectif présent sur site pour faire face à des situations extrêmes.

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 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.

Sur l'EPR de Flamanville, une période de grâce de 3 jours est disponible pendant laquelle l'atmosphère de la salle de commande demeure respirable. EDF étudie l'apport par la FARN d'une source d'alimentation électrique mobile sous 3 jours. L'instruction technique se poursuivra dans le cadre du dossier de mise en service de l'EPR de Flamanville.

Afin de réduire les rejets en iodes, EDF envisage la mise en place d'un système passif permettant de garantir le caractère basique de l'eau des puisards du bâtiment réacteur.

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 va redimensionner 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 en cours de déploiement devra être réalisée 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. Les études concernant cette modification se poursuivent pour permettre une intégration sur site avant fin 2016, conformément aux prescriptions de l'ASN.

Les centrales de Bugey et Fessenheim présentent 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

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

Bugey, les analyses seront complétées par une étude des dispositions complémentaires envisageables pour prévenir ou limiter les conséquences de la chute d'un emballage pour juin 2013.

Sur le parc 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 mettra 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 enveloppe 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, limite les déplacements différentiels, ce qui permettrait d'envisager la réalisation d'une seconde barrière de confinement autour du tube de transfert, de manière à prévenir le risque de dénoyage d'un assemblage en cours de manutention. Cette thématique est en cours d'instruction dans le cadre de l'instruction de la conception détaillée de Flamanville 3, au titre des situations pratiquement éliminées listées par le décret d'autorisation de création de l'installation.

Suite aux 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 en 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 le parc en exploitation et sur l'EPR, EDF étudie 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. A échéance de fin 2013, EDF prévoit la réalimentation électrique d'une mesure de niveau à deux seuils par le groupe électrogène d'ultime secours qu'il est prévu d'installer sur l'ensemble du parc en exploitation.

Par ailleurs, l'équipe de crise nationale 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 entraînant la dégradation d'assemblages de combustible pourrait

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

entraîner 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, peuvent 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 règle générale d'exploitation 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 permettra de compléter les circuits de sauvegarde, de prévention et de mitigation. La conduite de ces circuits sera automatique ; il sera 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 à 0m. Enfin il est prévu une salle de gestion de crise résistant à la conjonction d'agressions externes extrêmes. (cf. § 14.2.3.2).

19.4.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

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 engendrer une modification notable des différents documents relatifs à la gestion des accidents graves.

Ces mesures sont précisées sur le site de l'ASN³⁸ et détaillées dans le plan d'action national³⁹ consécutif aux ECS. Elles comprennent des dispositions relatives à la gestion des accidents graves, en particulier :

³⁸ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-contrôle/Evaluations-complémentaires-de-sureté>

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

- la mise en œuvre d'un noyau dur de dispositions matérielles et organisationnelles robustes (prescription ECS-01, 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 (Demande ASN Tous-30 du 26 juin 2012. Une réponse partielle est attendue au 30 juin 2013 et le solde de la réponse avant le 31 décembre 2015).
- 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'entraînement 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 intégreront les nouvelles dispositions identifiées dans le cadre des ECS. La mise en œuvre de cette organisation est accompagnée d'une formation spécifique du personnel (prescription ECS-15 notamment. Le bilan intermédiaire des actions humaines requises pour la gestion des situations extrêmes a été transmis. Le personnel devra avoir été formé avant le 30 septembre 2013).

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 émises 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 présentées et EDF doit mettre en œuvre des dispositions transitoires avant le 31 décembre 2013) ;
- Mise en œuvre de dispositions complémentaires pour prévenir ou limiter les conséquences de la chute d'un emballage de transport de combustible dans le bâtiment combustible pour les sites du Bugey et de Fessenheim (prescription ECS-21. Les études spécifiques sont attendues au 30 juin 2013 et au 31 décembre 2013) ;
- Renforcement des dispositions pour éviter les vidanges accidentelles rapides des piscines d'entreposage du combustible (prescription ECS-22. Les modifications envisagées ont été présentées et sont en cours d'analyse. Les échéances de mise en œuvre des modifications sont fixées au 31 mars 2013 et au 31 décembre 2016) ;
- Etude 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

³⁹ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-controle/Evaluations-complementaires-de-surete/Actualites-concernant-les-ECS/Stress-tests-europeens-l-ASN-publie-son-plan-d-action-national>

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

- 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) ;
- Etude 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) ;
 - Etude 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 ou dispositif d'effet équivalent pour les sites du Bugey, Fessenheim et de Civaux et mise à jour des fiches hydrologiques de tous les sites (prescription ECS-27. Les fiches hydrologiques ainsi que les études des sites du Bugey, Fessenheim et Civaux ont été transmises et sont en cours d'analyse. Les fiches hydrologiques des autres sites doivent être mises à jour au 30 juin 2013).
 - 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).
 - Etude 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. Échéance de transmission au 31 décembre 2013).
 - 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 compte les situations accidentelles affectant simultanément tout ou partie des installations du site (prescription ECS-32. Un nouveau référentiel PUI a été déployé sur tous les sites EDF à compter du 15 novembre 2012. Il prend en compte les situations accidentelles affectant simultanément plusieurs installations d'un même site).

Inspections ciblées réalisées à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi

Les inspections ciblées réalisées à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi ont mis en lumière les éléments suivants concernant la gestion des incidents et des accidents :

- pour ce qui concerne le thème séisme, il importe qu'EDF réalise des exercices adaptés conduisant à mettre en œuvre les procédures prévues et à préparer le personnel à ce type de situation. La problématique « séisme événement » doit également être mieux prise en compte dans les procédures et dans l'exploitation quotidienne.
- pour ce qui concerne le thème inondation, l'organisation mise en œuvre pour gérer le risque est satisfaisante. En outre, EDF devra définir et mettre en œuvre des exercices permettant de tester les matériels et les équipes pour ce type de situation.
- la conduite en situation accidentelle peut être améliorée. L'organisation mise en œuvre par les sites dans le cadre du PUI est satisfaisante. EDF devra néanmoins améliorer la gestion des locaux de repli.

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

Un projet d'évolution de l'ingénierie nucléaire a été engagé par EDF en 2006. Il implique de nouveaux modes de fonctionnement et d'organisation sur les centrales nucléaires et dans les unités d'ingénierie. Ce projet répond 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 la division ingénierie nucléaire et des centrales nucléaires est une volonté forte de la direction production ingénierie, afin de renforcer l'exploitation du parc de production

Les réflexions pour tendre vers cette plus étroite coopération ont abouti à la prescription d'un guide EDF de l'ingénierie opérationnelle mis en application le 1^{er} 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 de besoin.

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

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

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 générer 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.

Pour ce qui concerne le management de la qualité associée aux activités de conception et de fabrication 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.

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 à EDF 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 »⁴⁰. 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'évènement 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.fr⁴¹.
- 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.

⁴⁰ <http://www.asn.fr/index.php/Haut-de-page/Professionnels/Installations-nucleaires-de-base/Guide-relatif-aux-modalites-de-declaration-des-evenements-significatifs-INB-et-TMR>

⁴¹ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-controle/Actualites-du-controle/Avis-d-incident-des-installations-nucleaires>

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

La déclaration est complétée dans les deux mois par un rapport faisant part des conclusions que l'exploitant tire de l'analyse des événements 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'évènement, a pris les dispositions appropriées pour corriger la situation et en éviter le renouvellement, et a diffusé le retour d'expérience.

L'ASN a le pouvoir de diligenter une enquête technique en cas d'incident ou d'accident dans une activité nucléaire. Cette enquête, qui serait mise en œuvre sur les événements qui le justifient, consiste à collecter et analyser les informations utiles, sans préjudice de l'enquête judiciaire, afin de déterminer les circonstances et les causes certaines ou possibles de l'évènement et si besoin d'établir les recommandations nécessaires. Elle est réalisée par une mission d'enquête qui peut comprendre, outre des agents de l'ASN, des personnes extérieures désignées à cet effet.

19.6.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Entre 2010 et 2012, la moyenne de déclaration d'événements significatifs (ESS) a été comprise entre 10,4 et 11,9 événements significatifs par tranche et par an. Sur ces 3 années, le nombre d'ESS classés dans l'échelle INES a varié entre 0,9 /tranche.an en 2011 et 1,55 /tranche.an en 2012.

19.6.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

Les événements significatifs au niveau 1 de l'échelle INES sont au nombre de 5 pour l'ensemble des 3 années. On peut noter en particulier :

- le blocage d'une barre de sécurité lors d'un essai de mesure de temps de chute, sur la maquette critique Eole,
- l'entreposage, dans le magasin du réacteur Phébus, d'une aiguille de combustible dans des conditions non conformes au référentiel de l'installation,
- l'arrêt automatique du réacteur ISIS suite à une brève perte de dépression du hall réacteur,
- la présence d'indications (taches localisées) sur les structures des assemblages et sur les éléments combustibles lors d'opérations de contrôles préalables au rechargement du réacteur Cabri.

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 centrales 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 EDF, ce travail étant une composante prise en considération par l'ASN pour évaluer les performances globales des centrales nucléaires.

En application des règles relatives à la déclaration des événements significatifs dans les domaines de la sûreté, de la radioprotection et de l'environnement, EDF a déclaré, au cours de l'année 2012, 712 événements significatifs au titre de la sûreté, 114 au titre de la radioprotection et 93 au titre de la protection de l'environnement (qui ne concernent ni la sûreté nucléaire ni la radioprotection).

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

Le graphique suivant présente l'évolution du nombre d'événements significatifs déclarés par EDF et classés sur l'échelle INES depuis 2007. 830 événements ont été classés sur l'échelle INES en 2012.

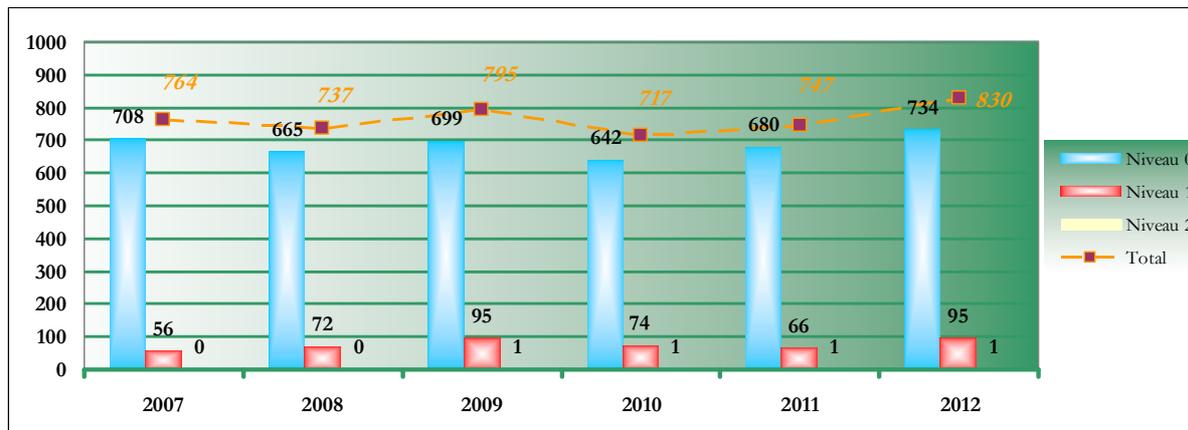


Figure 11 : Évolution du nombre d'événements significatifs classés sur l'échelle INES dans les centrales nucléaires d'EDF de 2007 à 2012

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).

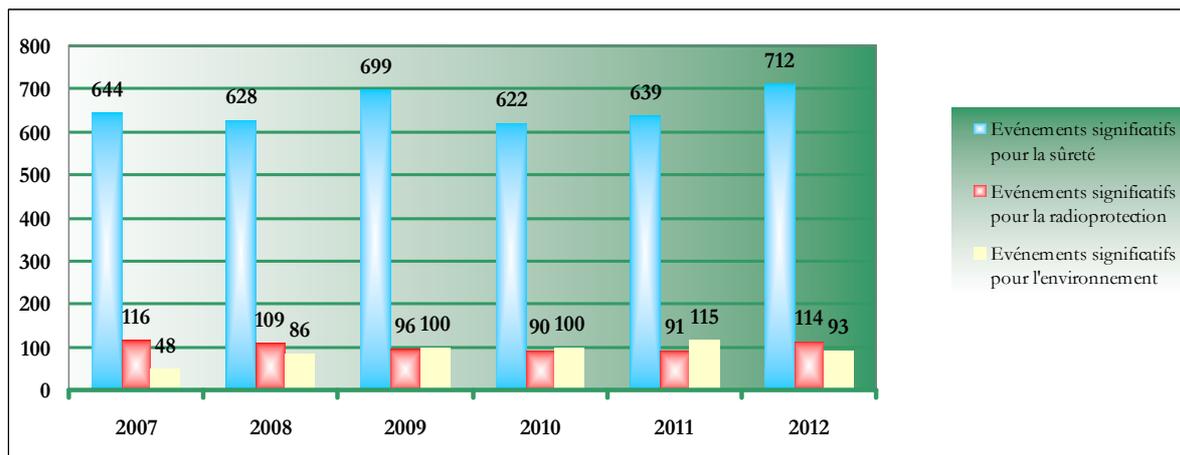


Figure 12 : Évolution du nombre d'événements significatifs par domaine dans les centrales nucléaires d'EDF de 2007 à 2012

Le nombre d'ESS déclarés a augmenté d'environ 10 % par rapport à 2011, tout en restant à un niveau globalement comparable aux années précédentes. Cette évolution est principalement due à une augmentation des événements liés aux activités de maintenance. Un ESS a été classé au niveau 2 de l'échelle INES (cf. § 6.2, description de l'événement significatif à la centrale de Cattenom).

Le nombre d'ESR a augmenté d'environ 20 % par rapport à 2011. 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.

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 2012 d'événements significatifs classés au niveau 0 et 1 de l'échelle INES par paliers. Pour le palier N4, le nombre moyen d'événements

significatifs est légèrement supérieur à celui des autres paliers ; cette différence est principalement due au volume moyen de maintenance en 2012, plus important sur ces réacteurs que sur ceux des autres paliers, du fait de la fin des visites décennales des réacteurs du palier N4. En effet, l'augmentation du nombre d'interventions de maintenance durant les périodes d'arrêt contribue généralement à l'accroissement des écarts.

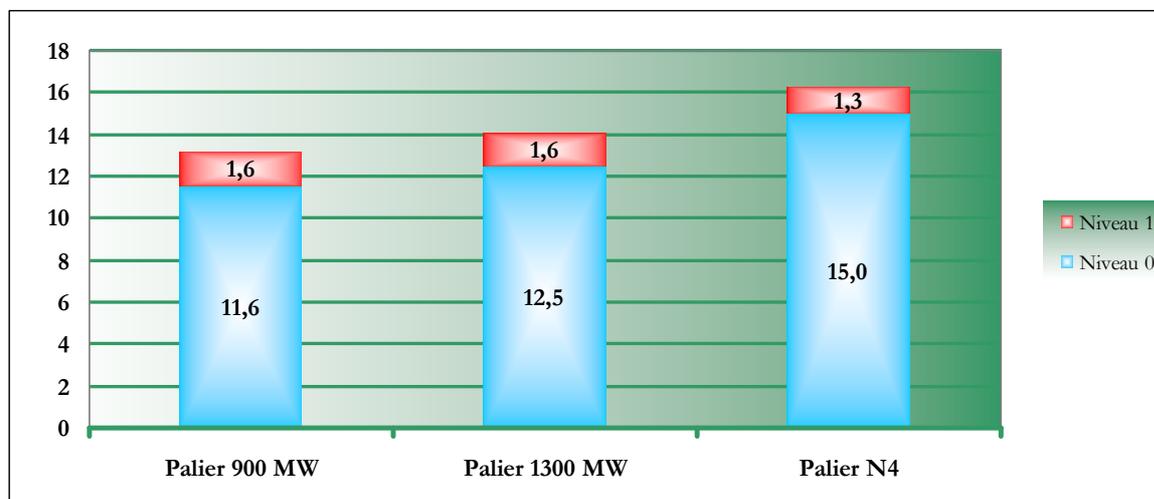


Figure 13 : Nombre moyen d'événements significatifs classés sur l'échelle INES dans les centrales nucléaires d'EDF par type de réacteur par an pour l'année 2012

Les réacteurs de recherche n'ont pas connu d'événements de niveau supérieur ou égal à 2 sur l'échelle INES depuis la 5^{ème} réunion d'examen de la Convention.

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 sécurité. L'ASN et l'IRSN participent également aux différentes sphères d'échanges au sein de l'AIEA, de l'AEN et de l'Union européenne. Par exemple, l'ASN est membre des groupes de travail de l'Agence de l'énergie nucléaire 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* 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 à EDF d'exploiter le retour d'expérience des événements significatifs et de l'exploitation des réacteurs. EDF doit 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.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

A titre d'exemple, en 2012, une fuite primaire-secondaire est survenue sur un GV de la centrale de San Onofre (USA). Le phénomène en cause est une usure prématurée de certains tubes du GV. L'ASN s'est assurée qu'EDF avait examiné les phénomènes à l'origine de cette dégradation. EDF a fourni des éléments justifiant que les causes de ces dégradations ne sont pas rencontrées sur les réacteurs exploités en France.

Dans le cadre des réexamens de sûreté, la réévaluation de sûreté des installations vise à améliorer la sûreté des installations au regard notamment du retour d'expérience de l'exploitation de l'installation, du retour d'expérience d'autres installations nucléaires en France et à l'étranger et des enseignements tirés d'autres installations ou équipements à risque. La prise en compte du retour d'expérience d'exploitation peut notamment avoir pour conséquence des modifications matérielles (et de procédures de conduite) qui sont soumises à l'examen de l'ASN.

Pour ce qui concerne le retour d'expérience d'exploitation du combustible et des réacteurs étrangers, l'ASN sollicite périodiquement le Groupe permanent réacteurs (GPR).

A la suite de l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi, l'ASN a considéré qu'une démarche d'évaluation complémentaire de sûreté (ECS) des installations nucléaires civiles françaises vis-à-vis du type d'événements qui ont entraîné l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi devait être engagée.

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 retour d'expérience (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 retour d'expérience comprend les phases suivantes :

1. la phase de détection, de collecte ou de sélection de la situation (un écart, une anomalie, une bonne ou mauvaise pratique, etc.)

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.

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

la phase d'analyse, incluant la définition des actions correctives et préventives 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 ou alternatives.

En complément de l'analyse dite unitaire réalisée en aval de l'évènement, 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'évènement, et donc de définir des actions adéquates pour inverser la tendance.

Des analyses utilisant les mêmes méthodes, réalisées à l'échelon Parc (analyses dites de 2^{ème} niveau) 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.

2. 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.

3. 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 retour d'expérience, 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 2012, 15 CNPE sont engagés dans le déploiement, à des degrés d'avancement divers. L'ensemble des CNPE sera engagé en 2013. Au niveau national, le nouveau dispositif est mis en œuvre depuis le 1^{er} semestre 2011 : il est maintenant intégré dans la vie opérationnelle des entités nationales DPN et DIN,

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

avec notamment une implication managériale renforcée par rapport au précédent dispositif, et est devenu l'outil de pilotage et d'animation pour toutes les parties prenantes.

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 événements survenus dans son installation.

Au niveau des centres, la prise en compte du retour d'expérience (REX) consiste notamment à organiser et promouvoir les échanges entre les installations et entre les centres. A 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 événements 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 centrales nucléaires, l'organisation des sites et les actions menées en matière de prise en compte du retour d'expérience.

Par ailleurs, les 13 et 20 janvier 2011, le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs (GPR) s'est réuni pour examiner les faits marquants de la période 2006-2008 concernant les événements significatifs pour la radioprotection, l'environnement, la sécurité des réacteurs d'EDF et plus particulièrement les anomalies rencontrées sur les générateurs de vapeur (GV), la gestion des dispositifs et moyens particuliers et des modifications temporaires des installations, la requalification des installations après interventions et les condamnations administratives.

A l'issue de cet examen, l'ASN estime :

- qu'en matière de sécurité des réacteurs en exploitation, les analyses effectuées ainsi que les actions engagées par EDF à la lumière du retour d'expérience sont satisfaisantes. Toutefois la sécurité des réacteurs en exploitation pourrait être sensiblement améliorée si EDF renforçait l'attention qu'elle porte à la préparation des interventions et à la fiabilisation du planning de l'intervention.
- qu'en matière de radioprotection, l'examen du retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs du parc nucléaire pour la période 2006-2008 confirme la poursuite des progrès réalisés par EDF, notamment dans le domaine des tirs gammagraphiques.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

De manière générale, l'organisation mise en place par l'exploitant dans les centrales nucléaires pour traiter le retour d'expérience est satisfaisante. Le retour d'expérience est bien formalisé et exploité. Le partage des informations entre les niveaux local et national d'EDF est efficace.

19.7.4.1 Prise en compte du retour d'expérience issu des réacteurs belges : détection de défauts sur les cuves de Doel 3 et Tihange 2

Lors de contrôles réalisés en juillet 2012 sur la cuve de Doel 3 (Belgique), plusieurs milliers de défauts ont été détectés. Ces défauts ont été mis en évidence lors d'un contrôle par ultrasons de toute la zone fortement irradiée de la cuve. Ce procédé était utilisé pour la première fois sur la cuve Doel 3 et a été mis en œuvre à la demande de l'autorité de sûreté nucléaire belge, l'AFCN.

Ces défauts sont vraisemblablement des défauts de fabrication. Des contrôles similaires ont été réalisés sur plusieurs cuves fabriquées par le même forgeron, dont celles de Tihange 2 (Belgique) sur laquelle le même type de défauts a été observé.

L'ASN a été sollicitée pour participer aux groupes de travail entre autorités de sûreté mis en place par l'AFCN afin de participer à l'examen des rapports d'analyse fournis par l'exploitant des réacteurs de Doel 3 et de Tihange 2 sur les défauts observés sur les cuves de ces réacteurs. L'ASN, a souligné l'intérêt de cette démarche de coopération internationale. L'ASN partage les conclusions de l'Autorité de sûreté nucléaire belge (AFCN) publiées en janvier 2013 qui appellent de la part d'Electrabel des compléments au dossier présenté en vue de démontrer la sûreté des cuves des réacteurs de Doel 3 et Tihange 2.⁴²

L'ASN a examiné la situation des réacteurs électronucléaires français au regard de cet événement.

Les informations disponibles concernant les pratiques de fabrication en vigueur depuis le début des années 70 en France ne conduisent pas à suspecter la présence, sur des cuves des réacteurs électronucléaire français, de défauts de fabrication en nombre et dimensions analogues à ceux découverts sur la cuve du réacteur n° 3 de Doel. L'ASN a néanmoins demandé à EDF de procéder à un examen documentaire détaillé justifiant la bonne mise en œuvre des opérations de contrôle en fin de fabrication. L'ASN a également demandé à EDF de lui proposer un programme de contrôle de certaines cuves afin de conforter encore les garanties apportées.

19.7.4.2 Prise en compte du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi

En complément aux ECS, l'ASN a procédé en 2011 à une série d'inspections renforcées ciblées (cf. § 6.3.1.4) sur les thèmes issus du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi. En 2012, l'ASN a procédé à des inspections de contrôle de la mise en place des actions correctives demandées à la suite des inspections réalisées en 2011 sur l'ensemble des centrales.

Conclusions issues de la revue croisée par les pairs des tests de résistance européens

Les rapports sur les 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

⁴² Les documents relatifs à la prise en compte du retour d'expérience issu des réacteurs belges sont accessibles à partir du lien suivant : <http://www.asn.fr/index.php/S-informer/Actualites/2013/Situation-des-reacteurs-de-Doel-3-et-Tihange-2-Belgique>

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

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.

Publication du plan d'action national sur la mise en œuvre en France des recommandations issues des tests de résistance européens menés en 2011

Le 20 décembre, le plan d'action national sur la mise en œuvre en France des recommandations issues des tests de résistance européens menés en 2011 et, plus généralement, de l'ensemble des actions décidées à la suite de ces évaluations a été transmis à l'ENSREG.

Ce plan d'action national comprend quatre parties :

- la première partie traite des trois thèmes qui ont structuré les tests de résistance européens : les risques naturels, la perte des systèmes de sûreté et la gestion des accidents graves ;
- la deuxième partie couvre trois autres thèmes, abordés lors de la réunion extraordinaire des États parties à la Convention internationale sur la sûreté nucléaire (CSN) qui s'est tenue à l'AIEA en août 2012 : l'organisation du contrôle des activités nucléaires, la gestion des situations d'urgence et post-accidentelles et la coopération internationale ;
- la troisième partie rappelle les mesures relatives à la sous-traitance à laquelle ont recours les opérateurs du domaine nucléaire : en France, le cahier des charges des stress-tests avait été étendu à ces sujets ;
- la quatrième partie récapitule, sous forme de tableaux, les étapes clés des actions engagées sur ces différents sujets.

Ce plan a fait l'objet, comme tous les plans d'action nationaux, d'un examen par l'ensemble des Autorités de sûreté européennes.

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 doit être achevée avant août 2013, sont déjà en vigueur en France au travers notamment des dispositions du code de l'environnement relatives aux déchets, de la loi déchets et de la loi TSN.

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.

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

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).

La gestion des déchets radioactifs provenant des INB repose sur un cadre réglementaire (notamment l'arrêté INB) qui prévoit :

- l'élaboration d'« études déchets » pour chaque site nucléaire qui doivent conduire à dresser un état des lieux de la gestion des déchets sur un site. Cette étude déchets comporte notamment la définition d'un « zonage déchets⁴³ », distinguant les zones de l'installation où les déchets sont susceptibles d'avoir été contaminés par des substances radioactives ou activés par des rayonnements, des zones où les déchets ne peuvent contenir de radioactivité ajoutée ; elle doit être approuvée par l'ASN ;
- la définition, pour chaque type de déchets radioactifs, de filières adaptées et dûment autorisées, s'appuyant sur des études d'impact et faisant l'objet d'une information ou d'une consultation du public ;
- la mise en place de systèmes de suivi des déchets pour assurer leur traçabilité.

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. EDF 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.

19.8.1 Les demandes de l'ASN

19.8.1.1 Gestion des déchets radioactifs

Les déchets produits par les centrales nucléaires d'EDF sont les déchets activés et les déchets résultant de l'exploitation et de l'entretien des centrales. A cela s'ajoutent les déchets anciens et les déchets issus des démantèlements en cours. EDF est également propriétaire de déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue issus du traitement des combustibles usés, après traitement dans l'usine AREVA de La Hague.

Pour l'ensemble des déchets radioactifs, l'ASN examine le référentiel de l'étude déchets de l'exploitant, conformément à la réglementation.

Ce référentiel comprend les thèmes suivants :

⁴³ Le « zonage déchets » divise les installations en zones qui produisent des déchets nucléaires (ou radioactifs) et en zones qui produisent des déchets conventionnels. Il tient compte de la conception et de l'historique de l'exploitation des installations et il est confirmé par des contrôles radiologiques.

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

- 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.

19.8.1.2 Gestion du combustible utilisé

EDF utilise deux types de combustibles dans les réacteurs à eau sous pression :

- des combustibles à base d'oxyde d'uranium (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 utilisé 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 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 utilisé 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.

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.

F - Sécurité des installations – Articles 17 à 19

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 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. En ce qui concerne les centrales les plus récentes, EDF utilise selon les besoins une machine mobile pour le conditionnement des boues et privilégie l'incinération des concentrats d'évaporateur.

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 450 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, sur la dernière période, perturbée par l'arrêt administratif (10 mois) de l'unité d'incinération de CENTRACO suite à l'accident survenu sur l'unité de fusion le 12 septembre 2011. La majorité des déchets devant être incinérés a été, après tri, conditionnée en fûts métalliques et expédiée directement au CSA. De plus, pour pallier l'incinération des concentrats d'évaporateur des centrales les plus récentes, une ancienne machine mobile de conditionnement (cimentation en conteneurs béton) été réactivée.

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 font l'objet de filières d'évacuation vers les exutoires gérés par l'ANDRA, pour l'essentiel. Les déchets sodés qui seront issus

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

de l'assainissement puis du démantèlement des réacteurs Rhapsodie 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. A 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 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 d'exploitation des bâtiments dans lesquels sont gérés les déchets radioactifs permettant de réduire les quantités de déchets entreposés et d'améliorer les dispositions vis-à-vis du confinement des matières radioactives, de la protection contre l'incendie et de la radioprotection. Dans le cadre du réexamen de sûreté des réacteurs du palier 1300 MWe, l'ASN a demandé 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 du Groupe permanent d'experts pour les déchets

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.

En particulier, l'ASN a demandé à EDF de lui présenter le retour d'expérience issu de l'exploitation des dix dernières années et sa stratégie de gestion des composants volumineux remplacés au cours de

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

l'exploitation des centrales. EDF devra également présenter les différentes filières disponibles de gestion des déchets, leur robustesse et leur redondance, notamment en vue des opérations de maintenance prévues.

Ces éléments seront soumis au groupe permanent d'experts pour les déchets prévu en 2014.

19.8.4.2 Gestion du combustible utilisé

La sûreté de l'entreposage du combustible en piscine de désactivation a fait l'objet d'examens approfondis dans le cadre des réexamens de sûreté 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 utilisé 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 internationales

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.

La loi TSN dispose, en son article 9, que « l'ASN adresse au gouvernement ses propositions pour la définition de la position française dans les négociations internationales dans les domaines de sa compétence » et qu'« elle participe, à la demande du Gouvernement, à la représentation française dans les instances des organisations internationales et communautaires compétentes en ces domaines ». Enfin, elle précise que « pour l'application des accords internationaux ou des réglementations de l'Union européenne relatifs aux situations d'urgence radiologique, l'ASN est compétente pour assurer l'alerte et l'information des autorités des États tiers ou pour recevoir leurs alertes et informations ».

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 incarne et défend l'intérêt général de l'Union européenne (UE). Elle constitue le moteur de son système institutionnel. Elle a mis en place un certain nombre d'instances auxquelles participe l'ASN (par exemple, le groupe européen des Autorités de sûreté nucléaires – ENSREG).

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 transports de matières nucléaires et radioactives, de la

G - Coopération internationale – Chapitre 20

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'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (OCDE/AEN), le Comité scientifique des Nations unies sur l'étude des effets des rayonnements ionisants (UNSCEAR), la Commission internationale de protection radiologique (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 plusieurs axes principaux :

- les activités internationales au sein du groupe EDF ;
- 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 ;
- 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).

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 aspects Facteurs Humain et Organisationnels 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.

G - Coopération internationale – Chapitre 20

Relativement aux réacteurs de 4^{ème} 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 G8

L'ASN apporte son appui technique aux autorités françaises au sein du groupe sur la sûreté et la sécurité nucléaire du G8 (G8/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.

La France, en coordination étroite avec ses partenaires du G8, a pris une part active aux travaux de la 2^{nde} réunion extraordinaire des Parties Contractantes à la Convention sur la sûreté nucléaire du 27 au 31 août 2012, et à l'élaboration de ses conclusions.

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.

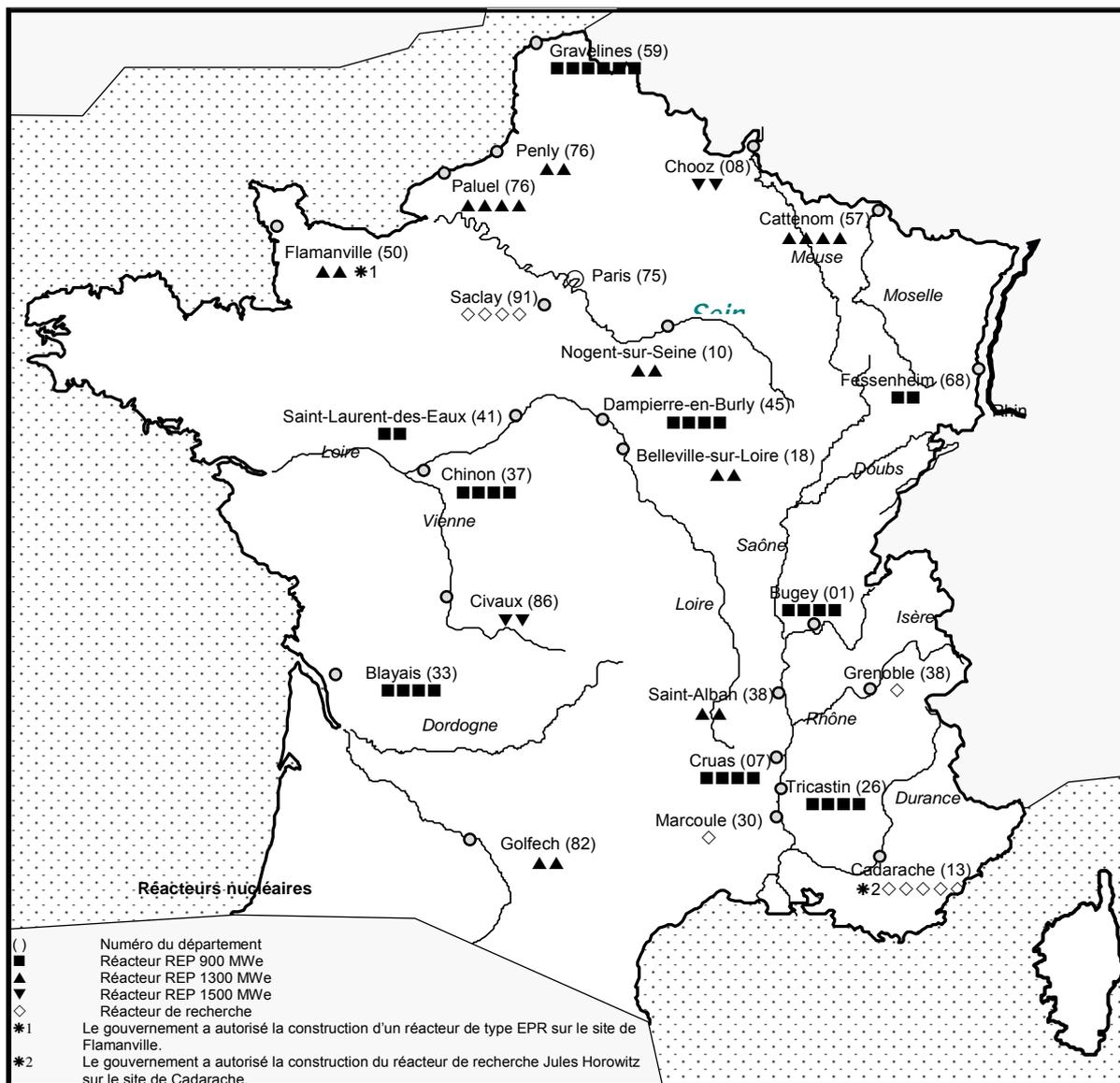


Figure 14 : Carte de France situant les réacteurs nucléaires en exploitation et en construction

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 10 : Réacteurs électronucléaires en exploitation et en construction

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation	Déclarée le :	Autorisée le :	J. O. du	OBSERVATIONS
75	CENTRALE NUCLÉAIRE DE FESSENHEIM (réacteurs 1 et 2) 68740 Fessenheim	EDF	2 réacteurs REP CP0 900 MWe		03.02.72	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	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	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	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	19.06.76	
87	CENTRALE NUCLÉAIRE DU TRICASTIN (réacteurs 1 et 2) 26130 Saint-Paul-Trois-Châteaux	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe		02.07.76	04.07.76	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 J.O. du 18.12.85
88	CENTRALE NUCLÉAIRE DU TRICASTIN (réacteurs 3 et 4) 26130 Saint-Paul-Trois-Châteaux	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe		02.07.76	04.07.76	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 J.O. du 18.12.85 et décret du 29.11.04 JO du 02.12.04
89	CENTRALE NUCLÉAIRE DU BUGEY (réacteurs 4 et 5) 01980 Loyettes	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe		27.07.76	17.08.76	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 J.O. 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	26.10.77	Modification du périmètre : décret du 29.11.04 JO du 02.12.04
97	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES (réacteurs 3 et 4) 59820 Gravelines	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe		24.10.77	26.10.77	Modification du périmètre : décret du 29.11.04 JO du 02.12.04

ANNEXE 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation	Déclarée le :	Autorisée le :	J. O. du	OBSERVATIONS
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	21.03.78	
103	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 1) 76450 Cany-Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		10.11.78	14.11.78	
104	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 2) 76450 Cany-Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		10.11.78	14.11.78	
107	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHINON (réacteurs B1 et B2) 37420 Avoine	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe		04.12.79	08.12.79	Modification : décret du 21.07.98 J.O. du 26.07.98
108	CENTRALE NUCLÉAIRE DE FLAMANVILLE (réacteur 1) 50830 Flamanville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		21.12.79	26.12.79	
109	CENTRALE NUCLÉAIRE DE FLAMANVILLE (réacteur 2) 50830 Flamanville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		21.12.79	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	14.02.80	
111	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CRUAS (réacteurs 1 et 2) 07350 Cruas	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe		08.12.80	31.12.80	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 J.O. 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	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	05.04.81	
115	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 4) 76450 Cany - Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		03.04.81	05.04.81	

ANNEXE 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation	Déclarée le :	Autorisée le :	J. O. du	OBSERVATIONS
119	CENTRALE NUCLÉAIRE DE SAINT-ALBAN (réacteur 1) 38550 Le Péage-de-Roussillon	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		12.11.81	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	15.11.81	
122	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES (réacteurs 5 et 6) 59820 Gravelines	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe		18.12.81	20.12.81	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 J.O. du 18.12.85 Modification du décret du 02.11.07 (J. O. du 03.11.07)
124	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 1) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		24.06.82	26.06.82	
125	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 2) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		24.06.82	26.06.82	
126	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 3) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		24.06.82	26.06.82	
127	CENTRALE NUCLÉAIRE DE BELLEVILLE-SUR-LOIRE (réacteur 1) 18240 Léré	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		15.09.82	16.09.82	
128	CENTRALE NUCLÉAIRE DE BELLEVILLE-SUR-LOIRE (réacteur 2) 18240 Léré	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		15.09.82	16.09.82	Modification du périmètre : décret du 29.11.04 JO du 02.12.04
129	CENTRALE NUCLÉAIRE DE NOGENT-SUR-SEINE (réacteur 1) 10400 Nogent-sur-Seine	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		28.09.82	30.09.82	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 J.O. du 18.12.85
130	CENTRALE NUCLÉAIRE DE NOGENT-SUR-SEINE (réacteur 2) 10400 Nogent-sur-Seine	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		28.09.82	30.09.82	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 J.O. du 18.12.85

ANNEXE 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation	Déclarée le :	Autorisée le :	J. O. du	OBSERVATIONS
132	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHINON (réacteurs B3 et B4) 37420 Avoine	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe		07.10.82	10.10.82	Modification : décret du 21.07.98 J.O. du 26.07.98
135	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GOLFECH (réacteur 1) 82400 Golfech	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe		03.03.83	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	26.02.83	
137	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 4) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe		29.02.84	03.03.84	
139	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHOOZ B (réacteur 1) 08600 Givet	EDF	1 réacteur REP N4 1450 MWe		09.10.84	13.10.84	Report de mise en service : décrets du 18.10.1993 J.O. du 23.10.93 et du 11.06.99 J.O. 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	13.10.84	
142	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GOLFECH (réacteur 2) 82400 Golfech	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe		31.07.85	07.08.85	
144	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHOOZ B (réacteur 2) 08600 Givet	EDF	1 réacteur REP N4 1450 MWe		18.02.86	25.02.86	Report de mise en service : décrets du 18.10.93 J.O. du 23.10.93 et du 11.06.99 J.O. 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	12.12.93	Report de mise en service : décret du 11.06.99 J.O. 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	12.12.93	Report de mise en service : décret du 11.06.99 J.O. du 18.06.99
167	CENTRALE NUCLÉAIRE DE FLAMANVILLE (réacteur 3) 50830 Flamanville	EDF	1 réacteur REP EPR 1600 MWe		10.04.07	11.04.07	En construction

ANNEXE 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France

1.3. Liste des réacteurs nucléaires de recherche

Tableau 11 : Réacteurs de recherche en exploitation, au sens administratif, et en construction

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation et puissance thermique	Déclarée le :	Autorisée le :	J. O. du	OBSERVATIONS
18	ULYSSE (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur 0,10 MW-th	27.05.64			
24	CABRI (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 25 MW-th	27.05.64			Modification : décret du 20.03.06 J.O. du 21.03.06
39	MASURCA (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 0,005 MW-th		14.12.66	15.12.66	
40	OSIRIS (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur 70 MW-th		08.06.65	12.06.65	
	ISIS (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur 0,70 MW-th		08.06.65	12.06.65	
42	EOLE (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 0,0001 MW-th		23.06.65	28 et 29.06.65	
67	RÉACTEUR À HAUT FLUX (RHF) 38041 Grenoble Cedex	Institut Max von Laue Paul Langevin	Réacteur 57 MW-th		19.06.69 05.12.94	22.06.69 06.12.94	Modification du périmètre : décret du 12.12.88 J.O. 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	09.01.70	Installation arrêtée
92	PHÉBUS (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 40 MW-th		05.07.77	19.07.77	Modification : décret du 07.11.91 J.O. du 10.11.91
95	MINERVE (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 0,0001 MW-th		21.09.77	27.09.77	
101	ORPHÉE (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur 14 MW-th		08.03.78	21.03.78	
172	JULES HOROWITZ (RJH) (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance Cedex	CEA	Réacteur 100 MW		12.10.09	14.10.09	Décret n°2009-1219 O.G of 14.10.09

o

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. 591-46)
- Code de la santé publique : 1^{ère} 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° 2007-1582 du 7 novembre 2007 relatif à la protection des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants et portant modification du code de la santé publique.
- 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 (en vigueur le 1/07/2013)
- Arrêté ministériel du 10 août 1984 relatif à la qualité de conception, de la construction et de l'exploitation des INB (abrogé le 1/07/2013)
- Arrêté interministériel du 10 novembre 1999 relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression.
- Arrêté du 26 novembre 1999 fixant les prescriptions générales relatives aux limites et aux modalités des prélèvements et des rejets soumis à autorisations, effectués par les INB (abrogé le 1/07/2013)
- Arrêté ministériel du 31 décembre 1999 fixant la réglementation technique générale destinée à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des INB (abrogé le 1/07/2013)
- Arrêté ministériel du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires.

ANNEXE 2 – Principaux textes législatifs et réglementaires

2.2. Décisions réglementaires de l'ASN

Tableau 12 : Liste des décisions réglementaires de l'ASN à fin juin 2013

Thème	Texte adopté	Consultations
Textes relatifs aux procédures		
Réexamen de sûreté		Du 25/04 au 26/05/2013 (1 ^{ère} 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		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)		Du 21/04/11 par courrier et du 30/04/11 sur internet jusqu'au 31/07/2011)
RGE (contenu)		Du 22/06/10 par courrier et du 06/07/10 sur internet jusqu'au 30/09/2010 WE NRA le 06/07/10 par courriel)
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		Consultation du public : du

ANNEXE 2 – Principaux textes législatifs et réglementaires

		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	
Textes techniques		
Organisation et système de management		
Politique de protection des intérêts		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
Maîtrise des risques d'accident et des nuisances (hors déchets)		
Décision 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
Arrêt pour rechargement des REP		Du 30/03/10 par courrier et du 18/04/10 sur internet jsuqu'au 15/07/2010 ; WENRA le 09/04/10 (par courriel)
Conception et exploitation des stockages de déchets		
Maîtrise des risques d'incendie		Du 26/12/12 au 28/02/13
Criticité		
Maîtrise des nuisances et de l'impact sur l'environnement		Du 15/03/13 au 16/04/13 CSPRT : 03/07/2013 (1 ^{ère} consultation du 12/07/10 par courrier, sur internet 19/07/10 jusqu'au 15/10/10)
Gestion et élimination des déchets		

ANNEXE 2 – Principaux textes législatifs et réglementaires

Contenu de l'étude déchets des INB		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 04/10/20111
Réglementation applicable aux ESPN		

Après une première série de consultation 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 ou seront soumises à consultation en 2013 ou en 2014 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.

ANNEXE 2 – Principaux textes législatifs et réglementaires

2.3.1 Règles relatives aux REP

- RFS 2002-1 Règle fondamentale de sûreté n°2002-1 relative au développement et à l'utilisation des études probabilistes de sûreté pour les réacteurs nucléaires à eau sous-pression (26 décembre 2002).
- RFS-I.2.a. Prise en compte des risques liés aux chutes d'avions (5 août 1980).
- RFS-I.2.b. Prise en compte des risques d'émission de projectiles par suite de l'éclatement des groupes turbo-alternateurs (5 août 1980).
- RFS-I.2.d. Prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication (7 mai 1982).
- RFS-I.3.a. Utilisation du critère de défaillance unique dans les analyses de sûreté (5 août 1980).
- RFS-I.3.b. Instrumentation sismique (8 juin 1984).
- RFS-I.3.c. Études géologiques et géotechniques du site ; détermination des caractéristiques des sols et études du comportement des terrains (1^{er} août 1985).
- RFS-II.2.2.a. Conception du système d'aspersion de l'enceinte (5 août 1980) ; révision 1 (31 décembre 1985).
- RFS-II.3.8. Construction et exploitation du circuit secondaire principal (8 juin 1990).
- RFS-II.4.1.a. Logiciels des systèmes électriques classés de sûreté (15 mai 2000).
- RFS-IV.1.a. Classement des matériels mécaniques, systèmes électriques, structures et ouvrages de génie civil (21 décembre 1984).
- RFS-IV.2.a. Exigences à prendre en compte dans la conception des matériels mécaniques classés de sûreté, véhiculant ou contenant un fluide sous pression et classés aux niveaux 2 et 3 (21 décembre 1984).
- RFS-IV.2.b. Exigences à prendre en compte dans la conception, la qualification, la mise en œuvre et l'exploitation des matériels électriques appartenant aux systèmes électriques classés de sûreté (31 juillet 1985).
- RFS-V.1.a. Détermination de l'activité relâchée hors du combustible à prendre en compte dans les études de sûreté relatives aux accidents (18 janvier 1982).
- RFS-V.1.b. Moyens de mesures météorologiques (10 juin 1982).
- RFS-V.2.b. Règles générales applicables à la réalisation des ouvrages de génie civil (réf. : code RCC-G), (30 juillet 1981).
- RFS-V.2.c. Règles générales applicables à la réalisation des matériels mécaniques (réf. : code RCC-M), (8 avril 1981) ; révision 1 (12 juin 1986).
- RFS-V.2.d. Règles générales applicables à la réalisation des matériels électriques (réf. : code RCC-E), (28 décembre 1982) ; révision 1 (23 septembre 1986).
- RFS-V.2.e. Règles générales applicables à la réalisation des assemblages de combustible (réf. : code RCC-C), (28 décembre 1982) ; révision 1 (25 octobre 1985) ; révision 2 (14 décembre 1990).
- RFS-V.2.f. Règles générales relatives à la protection contre l'incendie (réf. : code RCC-I), (28 décembre 1982).
- RFS-V.2.g. Calculs sismiques des ouvrages de génie civil (31 décembre 1985).

ANNEXE 2 – Principaux textes législatifs et réglementaires

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 - tranches 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).

ANNEXE 2 – Principaux textes législatifs et réglementaires

RÈGLE SIN N° A-4212/83

Relative aux moyens de mesures météorologiques (12 août 1983).

RÈGLE SIN N° C-12670/9-1 (RR2)

Protection contre le risque d'incendie dans les réacteurs nucléaires de recherche (1^{er} juillet 1991).

2.3.4 Guides

Les guides de l'ASN (en vigueur à la date de juin 2013)

Guide de l'ASN 2/01 du 26 mai 2006 relatif à la prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'installations nucléaires de base à l'exception des stockages à long terme des déchets radioactifs.

Guide Orientations générales de sûreté en vue d'une recherche de site pour le stockage des déchets de faible activité massique à vie longue (Mai 2008).

- N°1 Stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde (08/02/2008)
- N°2 Transport des matières radioactives en zone aéroportuaire (15/02/2006)
- N°3 Recommandations pour la rédaction des rapports annuels d'information du public relatifs aux installations nucléaires de base (20/10/2010)
- N°4 Auto-évaluation des risques encourus par les patients en radiothérapie externe (15/01/2009)
- N°5 Management de la sécurité et de la qualité des soins de radiothérapie (10/04/2009)
- 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'agrément et d'approbation d'expédition) (28/02/2013)
- N°8 Evaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires (4/9/2012)
- N°10 Implication locale des CLI dans les 3^{es} visites décennales des réacteurs de 900 MWe (1/06/2010)
- N°11 (ex DEU 03) Déclaration et codification des critères relatifs aux événements significatifs dans le domaine de la radioprotection (hors INB et transports de matières radioactives) (7/10/2009)
- 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 (8/01/2013)
- N°14 Méthodologies d'assainissement complet acceptables dans les installations nucléaires de base en France (21/06/2010)
- N°16 Événement significatif de radioprotection patient en radiothérapie : déclaration et classement sur l'échelle ASN-SFRO (1/10/2010)
- N°18 Élimination des effluents et des déchets contaminés par des radionucléides produits dans les installations autorisées au titre du code de la santé publique (26/01/2012)
- N° 19 Application de l'arrêté du 12/12/2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires (21/02/2013)

ANNEXE 2 – Principaux textes législatifs et réglementaires

Les guides de l'ASN en projet (à la date de juin 2013)

Tableau 13 : Liste des guides de l'ASN en projet

Titre	Consultation
Démantèlement	
Procédures de consultation du public	
Périmètre	Du 18/04/13 au 19/05/2013
Politique de protection des intérêts (ex politique de gestion de la sûreté)	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
Conception des REP	
Combustibles REP	
Arrêt pour rechargement des REP	
Criticité	
Contenu de l'étude déchets	
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

EDF, créé en 1945, 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.

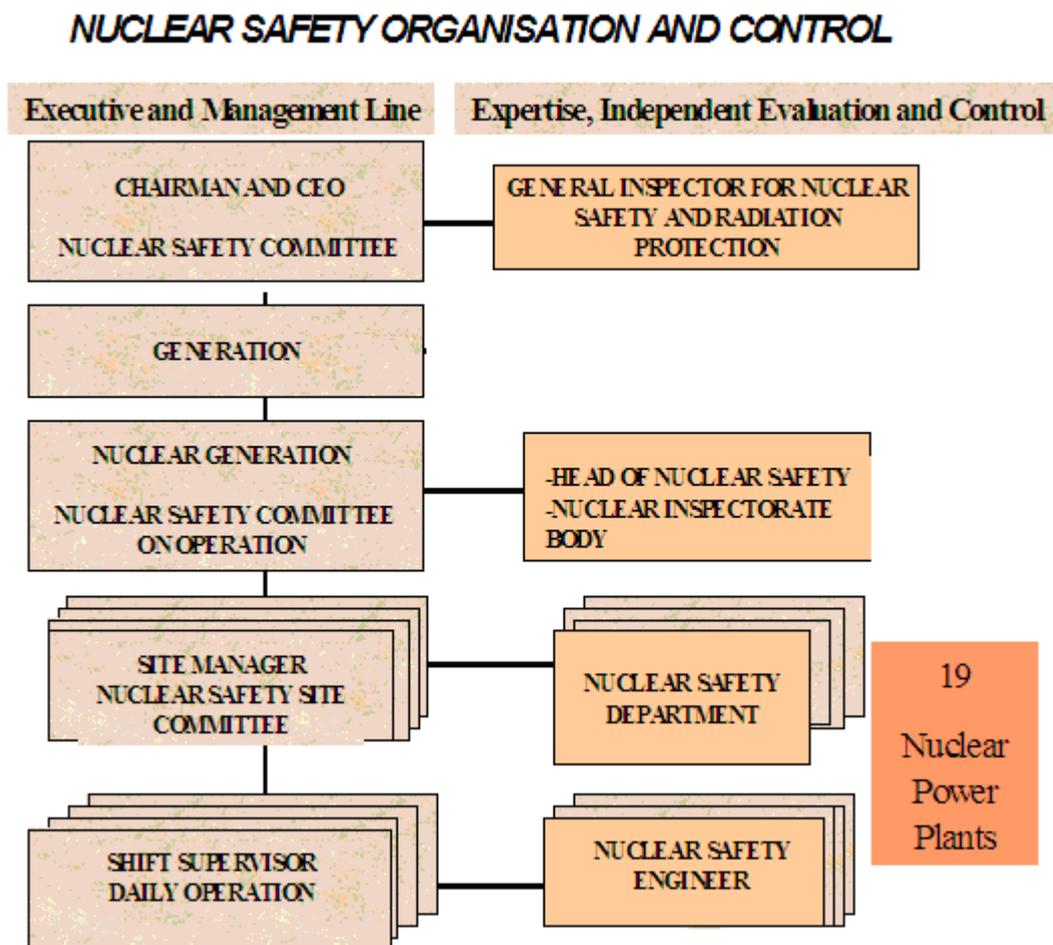


Figure 15 : Organisation de la sûreté nucléaire et du contrôle à EDF

Dans le cas d'installations exploitées par des filiales du Groupe EDF S.A, la responsabilité de la sûreté nucléaire et de la radioprotection incombe à l'exploitant désigné dans le décret d'autorisation de création (ou l'équivalent à l'étranger).

La sûreté nucléaire et la radioprotection concernent toutes les personnes travaillant ou se trouvant dans une INB à quelque titre que ce soit. Toutefois, en ce qui concerne les personnels d'entreprises extérieures, les dispositions indiquées ci-après n'ont en aucun cas pour effet de dégager ou d'atténuer la responsabilité des chefs d'entreprises concernés.

3.1.1 Le président directeur général

Dans le cadre de la délégation de pouvoirs qui lui a été consentie 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 permettant le bon exercice de la responsabilité

ANNEXE 3 – Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires

d'exploitant nucléaire d'EDF S.A avec le concours du directeur exécutif groupe en charge de la production et de l'ingénierie.

Il s'assure de la cohérence des orientations et des actions essentielles des secteurs de l'entreprise qui peuvent avoir un impact sur la sûreté nucléaire et la radioprotection, y compris dans les domaines comme les achats de biens et de services, la mise en œuvre de formations, la recherche et développement.

Le président directeur général est l'interlocuteur de l'ASN. Il peut demander au directeur exécutif groupe en charge de la production et de l'ingénierie de le représenter dans cette mission.

Il préside le Conseil de sûreté nucléaire. Il peut demander au directeur exécutif groupe en charge de la production et de l'ingénierie de le représenter dans cette mission.

L'inspecteur général pour la sûreté nucléaire et la radioprotection veille à la bonne prise en compte des préoccupations de sûreté nucléaire et de radioprotection pour les installations nucléaires de l'entreprise et en rend compte au président directeur général.

3.1.2 Le directeur exécutif groupe en charge de la production et de l'ingénierie

Dans le cadre de la délégation de pouvoirs qui lui a été consentie par le président du Conseil d'administration, le directeur exécutif groupe en charge de la production et de l'ingénierie 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, 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. Ainsi, le directeur exécutif groupe en charge de la production et de l'ingénierie arrête les principaux choix d'investissement et de maintien du patrimoine.

3.1.3 Les directeurs de la division production nucléaire et de la division ingénierie nucléaire

Dans le cadre de la délégation de pouvoirs qu'il détient du directeur exécutif groupe en charge de la production et de l'ingénierie, et sous l'autorité de celui-ci, le directeur de la division production nucléaire est le représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A pour l'ensemble des installations en exploitation.

Dans le cas d'une INB en déconstruction sur un site isolé ne comportant pas d'INB en production, sur décision du directeur exécutif groupe en charge de la production et de l'ingénierie, la fonction de représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A est reprise par le directeur de la division ingénierie nucléaire.

Le directeur de la division production nucléaire (ou le directeur de la division ingénierie nucléaire dans le cas particulier évoqué), 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, 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.

Dans le cadre de la délégation de pouvoirs qu'ils détiennent du directeur exécutif groupe en charge de la production et de l'ingénierie et sous l'autorité de celui-ci, les 3 directeurs de la division ingénierie nucléaire (ingénierie nouveau nucléaire, industriel et technique, ingénierie du parc en exploitation et de la déconstruction) sont par ailleurs chargés d'élaborer, en concertation avec le directeur de la division production nucléaire, le référentiel de conception des installations. Le directeur de l'ingénierie nouveau nucléaire est responsable de sa prise en compte dans la construction des installations. S'agissant du parc en exploitation, l'évolution du référentiel de conception des installations relève du directeur de l'ingénierie du parc en exploitation et de la déconstruction en accord avec le directeur de la division production nucléaire. Le directeur de la division production nucléaire est responsable de la prise en

ANNEXE 3 – Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires

compte des évolutions du référentiel d'exploitation des installations et bénéficie pour ce faire de l'appui du directeur de la division ingénierie nucléaire et de celui de la division combustible nucléaire.

Enfin, le directeur de l'ingénierie du parc en exploitation et de la déconstruction est également chargé de la mise en œuvre du programme de déconstruction décidé par le directeur exécutif groupe en charge de la production et de l'ingénierie : stratégie, choix techniques et industriels, budget, planning général... Les choix correspondants qui ont un impact sur la sûreté nucléaire et la radioprotection sont pris en accord avec le directeur de la production nucléaire qui reste le représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A des installations en déconstruction, sauf exception.

Dans le cadre de la réalisation de ses missions, les directeurs de la division ingénierie nucléaire organisent l'appui des unités d'études et d'ingénierie de leur division aux activités de la division production nucléaire.

Chacun des directeurs de division fixe les mesures propres à mettre en œuvre dans son domaine, la politique et les orientations en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection. Il subdélègue à chacun des directeurs d'unités concernés les pouvoirs nécessaires à l'exercice de la qualité de représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A. Il fixe les objectifs à atteindre et répartit les ressources entre les unités. Il 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 la division ou en dehors.

En particulier, assisté en cela par un ou plusieurs collaborateurs, le directeur de la division production nucléaire veille à la bonne exécution des missions confiées aux directeurs d'unités, à partir des informations qu'il reçoit de leur part et du contrôle qu'il fait exercer sur les performances d'ensemble des unités et sur le respect des exigences de sûreté nucléaire et de radioprotection. Il est l'interlocuteur des autorités compétentes en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection pour ce qui concerne les aspects génériques des INB dont il est l'exploitant nucléaire EDF S.A. Dans cette mission, il reçoit l'appui du directeur de la division ingénierie nucléaire.

Pour ce qui concerne sa responsabilité de représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A, pour les INB dont il a la charge, et assisté en cela par un ou plusieurs collaborateurs, le directeur de la division ingénierie nucléaire concerné veille à la bonne exécution des missions confiées aux directeurs d'unités, à partir des informations qu'il reçoit de leur part et du contrôle qu'il fait exercer sur le respect des exigences de sûreté nucléaire et de radioprotection. Il est l'interlocuteur des autorités compétentes en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection pour ces INB.

3.1.4 Le directeur d'unité

Représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A au titre des installations pour lesquelles il dispose de la délégation du directeur de sa division (Centre Nucléaire de Production d'Électricité, Installation nucléaire en déconstruction...) 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. Cette responsabilité ne peut être subdéléguée qu'à la personne qu'il a désignée pour le remplacer en cas d'absence ou d'empêchement. Lorsqu'il est représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A pour des installations en déconstruction, il applique les choix de la division ingénierie nucléaire et contrôle le respect des dispositions de sûreté nucléaire et de radioprotection ; les obligations réciproques du directeur de centrale nucléaire et du directeur du chantier en déconstruction sont précisées dans un protocole commun.

Le directeur d'unité 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

ANNEXE 3 – Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires

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 » correspondant à ses grands domaines d'activité comme illustré sur l'organigramme ci-après : pôle énergie nucléaire, pôle recherche technologique, pôle recherche fondamentale et pôle défense. Quatre pôles fonctionnels, parmi lesquels le pôle « maîtrise des risques », complètent 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.

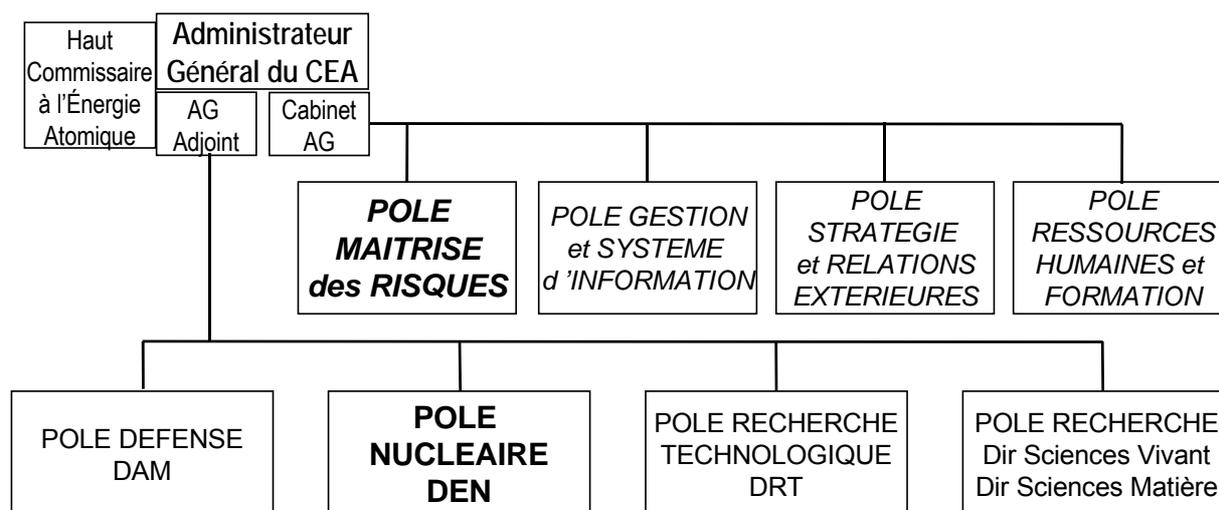


Figure 16 : Organisation générale du CEA

Les réacteurs nucléaires, objet du présent rapport, sont regroupés dans le pôle énergie nucléaire (direction de l'énergie nucléaire) pour ce qui est du nucléaire civil.

Le 10 mars 2010 le CEA est devenu le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives.

La direction sécurité qualité sûreté nucléaire, direction fonctionnelle, fait partie de la direction de l'énergie nucléaire qui est organisée selon le schéma ci-après :

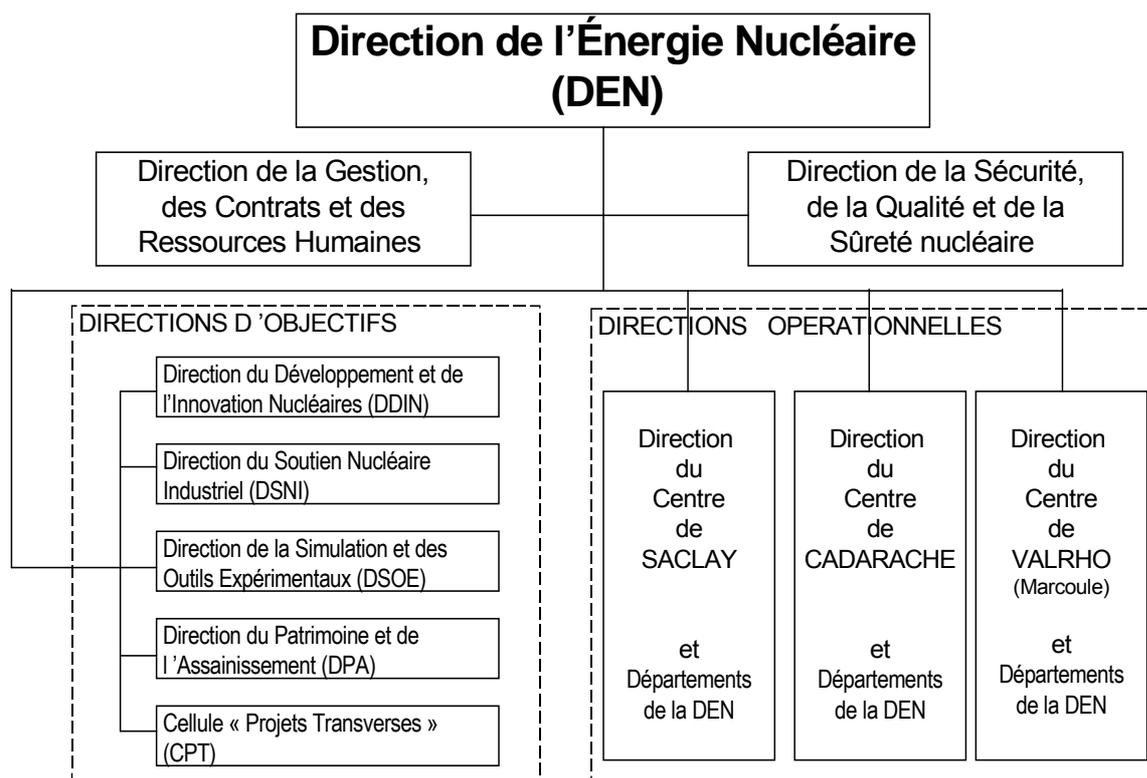


Figure 17 : Organisation de la Direction de l'Énergie Nucléaire (DEN) du CEA

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 pays partenaires (l'Espagne, l'Italie, la République tchèque en association avec l'Autriche, la Russie et la Suisse).

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 a 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.

En ce qui concerne la gestion de l'INB et des installations définies dans le rapport de sûreté, le directeur délègue sa responsabilité d'exploitant au chef de la division réacteur. Le chef de la division réacteur est l'adjoint du directeur en ce qui concerne la sûreté et la gestion de l'INB et des installations définies dans le rapport de sûreté. À ce titre, il assume la responsabilité de décider, en dernier ressort, de la sûreté des conditions de fonctionnement du réacteur, des instruments et des dispositifs expérimentaux.

ANNEXE 4 – SURVEILLANCE DE L’ENVIRONNEMENT

4.1. Nature de la surveillance des rejets des centrales nucléaires (sur la base des autorisations les plus récentes accordées par l’ASN)

4.1.1 Surveillance réglementaire des rejets liquides d’une centrale nucléaire

Tableau 14 : Surveillance réglementaire des rejets liquides d’une centrale nucléaire

ORIGINE ET NATURE	PRÉLÈVEMENTS ET CONTRÔLES RÉGLEMENTAIRES IMPOSÉS A L'EXPLOITANT
RESERVOIRS T Effluents résiduaires, Effluents de servitude, Purges GV	Prélèvement dans chaque réservoir, après homogénéisation : <ul style="list-style-type: none"> ▪ analyses préalables au rejet : pH, α_G, β_G, γ_G, ^3H, spectrométrie γ ▪ analyses <i>a posteriori</i> : ^{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 <ul style="list-style-type: none"> ▪ analyses : ^{63}Ni ▪ analyses des substances chimiques selon la configuration du site
Réservoirs EX (Effluents de la salle des machines)	Prélèvement dans chaque réservoir, après homogénéisation <ul style="list-style-type: none"> ▪ analyses préalables au rejet : β_G, ^3H En fin de mois, réalisation d'un échantillon aliquote moyen mensuel <ul style="list-style-type: none"> ▪ 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 <ul style="list-style-type: none"> ▪ analyses : spectrométrie γ

Activité α_G , β_G , γ_G = activité α , β , γ globale

4.1.2 Surveillance réglementaire des rejets gazeux d’une centrale nucléaire

Tableau 15 : Surveillance réglementaire des rejets liquides 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 (en cours de mise en place) 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)

ANNEXE 4 – Surveillance de l’environnement

REJETS CONCERTÉS (vidange de réservoirs, de l'air des bâtiments réacteurs...)	prélèvements préalables au rejet de : <ul style="list-style-type: none"> ▪ gaz – analyses : spectrométrie γ (gaz rares), ^3H ▪ halogènes gazeux – analyses : γ_G, spectrométrie γ ▪ aérosols – analyses : α_G, β_G, spectrométrie γ
---	---

4.2. Nature de la surveillance autour des centrales nucléaires

Tableau 16 : Nature de la surveillance autour des centrales nucléaires

Milieu surveillé ou nature du contrôle	Centrale électronucléaire
Air au niveau du sol	<ul style="list-style-type: none"> ○ 4 stations de prélèvement en continu des poussières atmosphériques sur filtre fixe avec mesures quotidiennes de l'activité β globale (β_G). Spectrométrie γ si $\beta_G > 2 \text{ mBq/m}^3$. ○ 1 prélèvement en continu sous les vents dominants avec mesure hebdomadaire du tritium (^3H)
Rayonnement \square ambiant	<ul style="list-style-type: none"> ○ 4 balises à 1 km avec mesure en continu et enregistrement ○ 10 balises avec mesures en continu aux limites du site (relevé mensuel) ○ 4 balises à 5 km avec mesure en continu
Pluie	<ul style="list-style-type: none"> ○ 1 station sous le vent dominant (collecteur mensuel) avec mesure de β_G et du ^3H sur mélange mensuel
Milieu récepteur des rejets liquides	<ul style="list-style-type: none"> ○ Prélèvement dans la rivière en amont et à mi-rejet, pour chaque rejet (centrale en bord de fleuve) ou prélèvement après dilution dans les eaux de refroidissement et prélèvements bimensuels en mer (centrale en bord de mer) : mesure de β_G, du potassium (K) et du ^3H ○ Prélèvement continu ^3H (mélange moyen quotidien) ○ Prélèvements annuels dans les sédiments, la faune et la flore aquatiques avec mesure de β_G, du K et du ^3H, spectrométrie γ
Eaux souterraines	<ul style="list-style-type: none"> ○ 5 points de prélèvement (contrôle mensuel) avec mesure de β_G, du K et du ^3H
Sol	<ul style="list-style-type: none"> ○ 1 prélèvement annuel de la couche superficielle des terres avec spectrométrie γ
Végétaux	<ul style="list-style-type: none"> ○ 2 points de prélèvement d'herbe (contrôle mensuel) avec mesure de β_G, du K et spectrométrie \square. Mesure du carbone 14 (^{14}C) et du carbone total (trimestriellement) ○ Campagne annuelle sur les principales productions agricoles avec mesure de β_G, du K, du ^{14}C et du carbone total, et spectrométrie \square.
Lait	<ul style="list-style-type: none"> ○ 2 points de prélèvement (contrôle mensuel) avec mesure de l'activité β (^{90}Sr), du K et annuellement du ^{14}C

β_G = bêta global

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)

Le Code de la Santé Publique prévoit la création d'un Réseau national de mesures de la radioactivité de l'environnement (RNM) qui répond à un double objectif :

- de transparence des informations, par la mise à disposition du public des résultats de cette surveillance et des informations sur l'impact radiologique des activités nucléaires en France,

ANNEXE 4 – Surveillance de l’environnement

- 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 réalisées par un laboratoire agréé ou par l’IRSN 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 600 000 mesures).

Le réseau national de mesures est accessible sur www.mesure-radioactivite.fr.

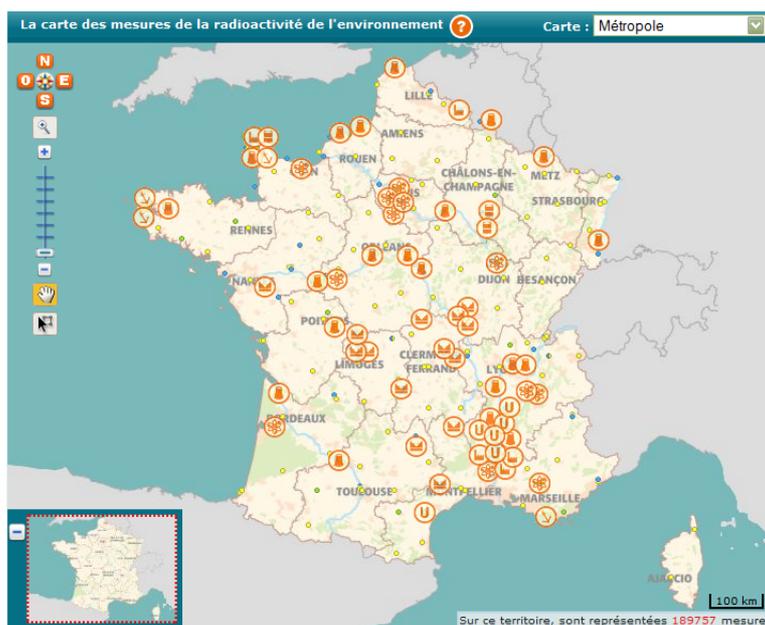


Figure 18 : Implantation des stations du réseau Téléray (source : IRSN)

L’IRSN gère depuis 1991 le réseau Téléray initialement composé de 163 sondes de type Geiger Müller. Ces sondes sont disposées sur la plupart des préfectures ainsi qu’à proximité des INB. Un plan de rénovation du réseau est en cours depuis 2009. Au total, le réseau Téléray sera composé d’environ 450 sondes à l’horizon 2015.

Ce plan de rénovation comprend un changement d’instrument (compteurs proportionnels), de système de transmission de données, de supervision ainsi qu’une extension du parc. Le déploiement est densifié dans la zone de 10 à 30 km autour des INB avec l’ajout d’une quinzaine de sondes. Ce redéploiement devrait s’achever en 2014.

ANNEXE 4 – Surveillance de l’environnement

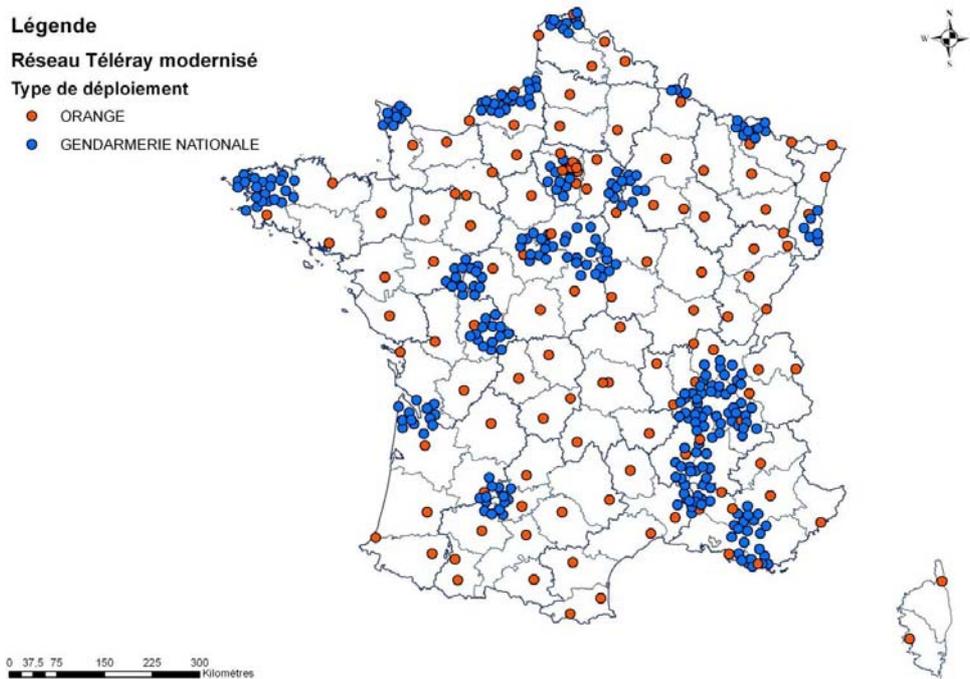
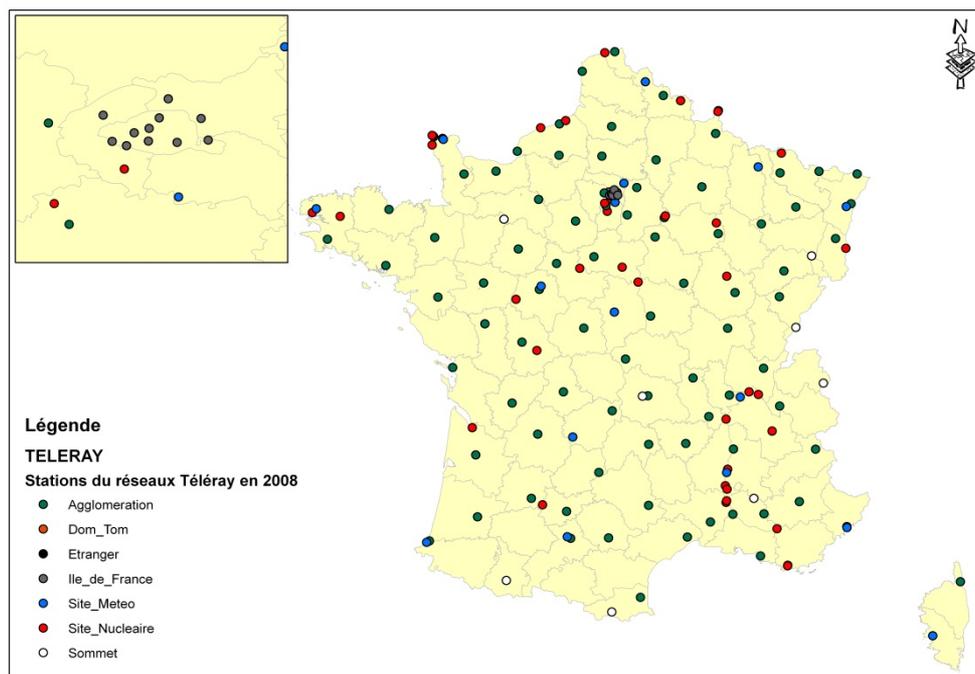


Figure 19 : Réseau Teleray avant et après redéploiement

4.4. Bilan des rejets des centrales nucléaires (1995 – 2011)

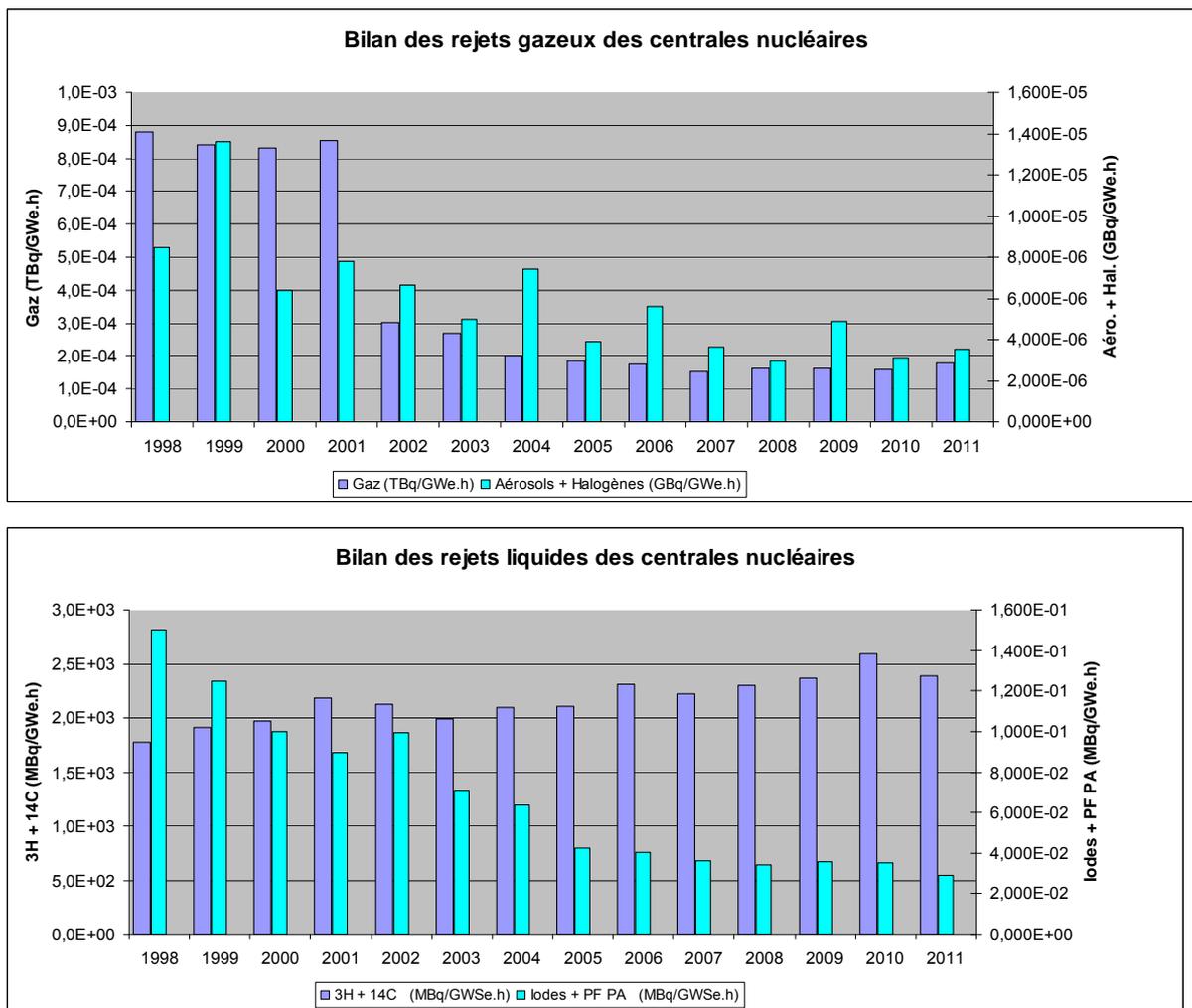


Figure 20 : Bilan des rejets des centrales nucléaires (1995 – 2011)

PF : autres produits de fission

PA : autres produits d’activation

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. Après la mission OSART de Chooz en 2013, l'ensemble du parc nucléaire français aura fait l'objet d'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 en France.

Tableau 17 : Liste des missions OSART qui se sont déroulées en France

	Centrales	Dates missions	Dates mission de suivi
25	Chooz	17 juin-4 juillet 2013	-
24	Gravelines	12-29 novembre 2012	-
23	Cattenom	14 novembre - 1 ^{er} décembre 2011	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

ANNEXE 5 – Missions OSART

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	-

Les conclusions des dernières missions OSART

Saint-Alban (mission de suivi du 19-23 mars 2012) :

Il était relevé que la direction et le personnel de la centrale avait tiré bénéfice de la mission OSART et que des plans d'actions correctives avaient été mis en place pour donner suite aux recommandations de la mission de 2010. Sur les 20 sujets relevés en 2010, 10 avaient été traités, 9 avaient donné lieu à des progrès satisfaisants et 1 ne s'était pas encore traduit par des progrès suffisants.

Cattenom (mission du 14 novembre au 1er décembre 2011)

L'équipe OSART soulignait que la direction de la centrale travaillait à améliorer la sûreté opérationnelle de l'installation. Elle mettait en exergue la performance du site dans différents domaines tout en relevant plusieurs axes d'amélioration possible.

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>

Les prochaines missions

La prochaine mission OSART aura lieu à Chooz à l'été 2013. Une mission sur les réacteurs en exploitation de Flamanville (tranches 1 et 2) ainsi qu'une mission « *Corporate OSART* » au niveau d'EDF SA, sont prévues ultérieurement.

ANNEXE 6 – ACTIONS DE LA FRANCE EN SOUTIEN AU PLAN D’ACTION SUR LA SURETE NUCLEAIRE DE L’AIEA

Tableau 18 : Actions de la France en soutien au plan d’action sur la sûreté nucléaire de l’AIEA

Action 1 : Evaluation de la sûreté nucléaire mondiale à la lumière de l'accident de la centrale nucléaire de la TEPCO à Fukushima Daiichi				
Plan d'action de l'AIEA sur la sûreté nucléaire	Actions mises en œuvre par la France			
	Actions nationales		Actions bilatérales et internationales	
Les États Membres effectueront rapidement une évaluation nationale de la conception des centrales nucléaires par rapport aux risques naturels extrêmes spécifiques des sites et mettront en œuvre les mesures correctives nécessaires en temps voulu.	<p>➤ Organisation de campagnes d'inspections ciblées par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN)</p> <p>38 campagnes ont été menées pour contrôler la conformité des matériels et de l'organisation de l'exploitant par rapport au référentiel de sûreté existant, sur des thèmes en lien avec l'accident à la centrale de Fukushima Daiichi (perte d'alimentation électrique, perte de refroidissement...)</p>	- réalisé	<p>➤ Mise en œuvre des "stress tests"</p> <p>Décidés par le Conseil européen de 24-25 mars 2011, pour tous les réacteurs de puissance européens, les "stress-tests" ont été réalisés entre juin 2011 et avril 2012, en respectant un cahier des charges strict établi par l'ENSREG (<i>European Nuclear Safety Regulators Group</i>), sur la base de propositions de WENRA (<i>Western European Nuclear Regulators Association</i>). Les recommandations émises par ENSREG à l'issue de ces stress tests sont en cours de mise en œuvre par les Etats membres, dans le cadre d'un plan d'action national et au niveau européen.</p>	- réalisé
	<p>➤ Évaluations complémentaires de sûreté</p> <p>A la demande du Premier ministre, en mars 2011, l'ASN a demandé aux exploitants de mener des "Evaluations Complémentaires de Sûreté (ECS)" pour vérifier la tenue de leurs installations nucléaires vis-à-vis des agressions naturelles extrêmes. Les spécifications de ces ECS ont été développées en cohérence avec celles des "stress-tests" (tests de résistance) européens, et ont concerné non seulement les réacteurs de puissance mais également les installations de recherche et les usines du cycle du combustible, soit 79 installations nucléaires au total jugées prioritaires. Les rapports des exploitants émis dans ce cadre ont fait l'objet d'une analyse approfondie par l'IRSN. Cet important travail d'analyse, réalisé dans un délai très court (4 mois) par les exploitants, puis pendant deux mois par l'IRSN et l'ASN, a débouché sur un rapport de l'ASN remis au Premier ministre le 3 janvier 2012. Ce travail a mobilisé une centaine d'experts sur la période considérée. Sur la base de cette analyse, l'ASN a prescrit aux exploitants nucléaires, en 2012, la mise en œuvre de plusieurs mesures de renforcement de la sûreté face à des situations naturelles extrêmes (cf. infra : actions des exploitants).</p>	- réalisé	<p>Un plan d'action national a été publié par l'ASN le 20 décembre 2012 pour faire le point sur la mise en œuvre en France des recommandations issues des tests de résistance européens menés en 2011 et, plus généralement, de l'ensemble des actions décidées à la suite de ces évaluations.</p>	- réalisé
	<p>Le même exercice a été programmé en 2012 au niveau France sur un périmètre complémentaire de 22 installations moins prioritaires (ex: lter, installations en démantèlement...). Pour les installations nucléaires restantes, soit environ 35 installations de moindre importance, le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi sera pris en compte dans le cadre des réexamens de sûreté éventuellement anticipés.</p>	- en cours		
<p>➤ Actions des exploitants</p>				

ANNEXE 6 – Plan d’actions de l’AIEA sur la sûreté nucléaire – actions mises en œuvre par la France

	<ul style="list-style-type: none"> ○ Au-delà de la vérification de la conformité des installations et de l'existence de marges de sûreté par rapport aux agressions prises en compte dans le dimensionnement, un niveau complémentaire de défense en profondeur des installations nucléaires a été défini et proposé afin de pouvoir disposer, en toutes circonstances, d'une capacité à assurer la disponibilité des fonctions vitales de sûreté de l'installation pendant une durée suffisante en toutes circonstances d'agressions environnementales extrêmes. Ce niveau de défense supplémentaire consiste en des renforcements et/ou en la mise en place d'équipements essentiels à la gestion de situations extrêmes, capables de résister à des séismes ou des inondations importants au-delà du dimensionnement actuel. Ces équipements vitaux minimum constitueraient ainsi un "noyau dur" et devraient être extrêmement robustes, disponibles en toutes circonstances, afin de prévenir un accident grave ou d'en limiter les conséquences. Les ECS ne sont que la première étape d'un long processus de retour d'expérience suite à l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi. Elles vont déboucher en France sur un renforcement de la capacité des installations à maintenir leurs fonctions fondamentales de sûreté face à des agressions nettement plus importantes que celles retenues lors de leur conception. ○ Création d'une force d'action rapide nucléaire (FARN) capable d'intervenir dans les 24h sur n'importe quel site d'EDF. Ce dispositif sera projetable pour intervenir sur un réacteur du site avant fin 2012. Il aura une capacité d'intervention simultanée sur l'ensemble des réacteurs d'un site avant fin 2014 (4 tranches) et fin 2015 (pour un site de 6 tranches). ○ AREVA est en cours de création d'une FINA ou ANRF (AREVA National Response Force) qui comprend des moyens et équipements dédiés aux interventions sur ses sites. ○ Renforcement des moyens de communication sur site dans des situations extrêmes (renforcement de l'autonomie des moyens de communications, communications satellites) ○ Renforcement des moyens communs mis à disposition par EDF, AREVA et le CEA et actuellement limités à des équipements robotiques opérant dans des conditions de rayonnements radiologiques importants. ○ Production d'un plan d'action pour étudier et faire face aux risques associés à l'environnement industriel immédiat en cas de situations extrêmes 	<p>- en cours</p>		
--	---	---	--	--

ANNEXE 6 – Plan d'actions de l'AIEA sur la sûreté nucléaire – actions mises en œuvre par la France

Action 2 : Examen par des pairs				
Plan d'action de l'AIEA sur la sûreté nucléaire	Actions mises en œuvre par la France			
	Actions nationales		Actions bilatérales et internationales	
Le Secrétariat de l'AIEA renforcera les examens par des pairs de l'AIEA existants en y incorporant les enseignements tirés et en s'assurant qu'ils étudient de manière appropriée l'efficacité réglementaire, la sûreté d'exploitation, la sûreté de la conception, ainsi que la préparation et la conduite des interventions d'urgence ; les États Membres fourniront des experts pour les missions d'évaluation par des pairs.			<ul style="list-style-type: none"> ➤ Participation des experts français aux missions de revues par les pairs de l'AIEA. Des experts de l'ASN participent à 4 missions IRRS par an en moyenne. ➤ Mise à la disposition de l'Agence de nouvelles ressources permanentes (CFE AREVA) pour aider directement l'Agence dans la réalisation des IRRS et de ses revues de conception des nouveaux modèles de réacteurs qui lui sont soumis par les Etats membres. 	<p>- régulier</p> <p>- régulier</p>
Le Secrétariat de l'AIEA fournira, pour améliorer la transparence, des informations succinctes sur le lieu et le moment où ont eu lieu les examens par des pairs, et publiera en temps voulu les résultats de ces examens avec le consentement de l'État concerné.	L'ASN publie sur son site internet les rapports des missions IRRS et OSART réalisées en France	- régulier	<ul style="list-style-type: none"> ➤ Accord de la France pour que les informations concernant les missions de revues par les pairs de l'AIEA, déjà menées ou planifiées en France, figurent sur le site internet dédié au plan d'action sur la sûreté (courrier du Gouverneur du 28 mars 2012). ➤ Accord de principe de la France à ce que, pour certains types de missions de revues par les pairs, l'Agence publie les résultats des missions menées en France (courrier du Gouverneur du 16 mai 2012). 	<p>- réalisé</p> <p>- réalisé</p>
Les États Membres seront vivement encouragés à accueillir à titre volontaire des examens par des pairs de l'AIEA, y compris des examens de suivi, de manière régulière ; le Secrétariat de l'AIEA répondra en temps voulu aux demandes de tels examens.	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 1 mission OSART accueillie en France, chaque année ➤ mission IRRS accueillie en 2006 avec mission de suivi en 2009, prochaine mission prévue en 2014 ➤ 24 missions OSART accueillies depuis 1985 ➤ Après la mission à Chooz en 2013, l'ensemble du parc nucléaire français aura fait l'objet d'une mission OSART. ➤ EDF France accueillera une mission « corporate OSART » en 2014 	- régulier		
Le Secrétariat de l'AIEA évaluera et, selon que de besoin, améliorera l'efficacité des examens par des pairs de l'AIEA.				
Action 3 : Préparation et conduite des interventions d'urgence				
Plan d'action de l'AIEA sur la sûreté	Actions mises en œuvre par la France			

ANNEXE 6 – Plan d’actions de l’AIEA sur la sûreté nucléaire – actions mises en œuvre par la France

nucléaire	Actions nationales		Actions bilatérales et internationales	
<p>Les États Membres conduiront rapidement un examen national et, par la suite, des examens réguliers de leurs dispositions et de leurs capacités de préparation et de conduite des interventions d’urgence, et le Secrétariat de l’AIEA fournira sur demande un appui et une assistance à travers des missions d’examen de la préparation aux situations d’urgence (EPREV).</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ Pouvoirs publics <ul style="list-style-type: none"> ○ Plan d'action de l'ASN pour améliorer son organisation de crise en intégrant le retour d'expérience de la mobilisation effectuée lors de l'accident de la centrale de Fukushima-Dai ichi. ○ Modification de l'organisation de crise de l'IRSN en intégrant le retour d'expérience de la mobilisation effectuée lors de l'accident de la centrale de Fukushima-Dai ichi. ○ Etablissement de lignes directrices pour la gestion post-accidentelle par le Comité directeur pour la gestion de la phase accidentelle de l'ASN (CODIRPA) : publication de guides, au premier semestre 2012. A la demande de l'ASN, l'OCDE/AEN (Comité de protection radiologique et de santé publique – CRPPH) a mené une revue internationale par les pairs, dans le but d'améliorer, en vue de sa validation, le guide établi par le CODIRPA décrivant la politique française en matière de gestion de la phase post-accidentelle d'une situation d'accident nucléaire ou radiologique. ○ Intégration dans la planification des exercices d'urgence nucléaire et radiologique du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi (simulation d'accidents frappant plusieurs installations simultanément – circulaire interministérielle du 20 décembre 2011). ➤ Exploitants <ul style="list-style-type: none"> ○ Standardisation et rationalisation des plans d'urgence d'EDF actuellement en cours d'examen par l'ASN. ○ Intégration d'un plan d'urgence particulier relatif aux risques sur la sûreté d'origines climatiques et assimilés. Ce plan s'applique à plusieurs installations. Sa mise en œuvre est prévue pour la fin 2012. ○ Création d'une force d'action rapide nucléaire (FARN) par EDF et d'une FINA ou ANRF (AREVA National Response Force) par AREVA (voir action 1) 	<p>- en cours</p>		

ANNEXE 6 – Plan d’actions de l’AIEA sur la sûreté nucléaire – actions mises en œuvre par la France

<p>Le Secrétariat de l’AIEA, les États Membres et les organisations internationales compétentes examineront et renforceront le cadre international de préparation et de conduite des interventions d’urgence, en tenant compte des recommandations du rapport final sur le Plan d’action international pour le renforcement du système international de préparation et de conduite des interventions en cas d’urgence nucléaire ou radiologique, et en encourageant une participation accrue des organisations internationales compétentes au Plan de gestion des situations d’urgence radiologique commun aux organisations internationales.</p> <p>Le Secrétariat de l’AIEA, les États Membres et les organisations internationales compétentes renforceront les mécanismes d’assistance pour veiller à ce que l’assistance nécessaire soit disponible. Il faudra envisager de renforcer et d’utiliser pleinement le réseau d’assistance de l’AIEA pour les interventions (RANET), et notamment d’accroître sa capacité d’intervention rapide.</p> <p>Les États Membres envisageront, à titre volontaire, d’établir des équipes nationales d’intervention rapide qui pourraient aussi être mises à disposition sur le plan international à travers le RANET.</p>			<ul style="list-style-type: none"> ➤ Coopération AIEA-IRSN envisagée afin de soutenir le renforcement des capacités techniques de l’AIEA et d’établir entre l’AIEA et l’IRSN une relation de travail opérationnelle basée sur le partage des données et de l’expertise. Ce programme de coopération technique, conçu comme une initiative pluriannuelle(2012-2015), serait basé sur une première étape consacrée au développement de la capacité technique de l’IEC suivie d’un ensemble d’actions périodiques visant à maintenir et renforcer cette capacité. ➤ Propositions françaises relatives à la mise en place, sous l’égide de l’AIEA, d’un mécanisme international d’intervention rapide en cas d’accident nucléaire, et d’un réseau de plusieurs centres nationaux ou régionaux de formation à la gestion de crise nucléaire ➤ Déclaration des autorités françaises et britanniques (17 février 2012) d’agir de concert afin de renforcer leurs propres capacités et de développer la coordination bilatérale en matière d’organisation et de gestion de situation d’urgence. Lancement de travaux à cette fin, à l’été 2012. 	<p>- en cours</p> <p>- en cours</p> <p>- en cours</p>
--	--	--	--	---

ANNEXE 6 – Plan d’actions de l’AIEA sur la sûreté nucléaire – actions mises en œuvre par la France

<p>Le Secrétariat de l’AIEA conduira en temps voulu, en cas d’urgence nucléaire et avec le consentement de l’État concerné, des missions d’information, et publiera les résultats.</p>				
Action 4 : Organismes nationaux de réglementation				
<p>Plan d’action de l’AIEA sur la sûreté nucléaire</p>	Actions mises en œuvre par la France			
	Actions nationales		Actions bilatérales et internationales	
<p>Les États Membres conduiront rapidement un examen national et, par la suite, des examens réguliers de leurs organismes de réglementation, y compris une évaluation de leur indépendance effective, de l’adéquation des ressources humaines et financières et de la nécessité d’appui technique et scientifique, pour s’acquitter de leurs responsabilités.</p>	<p>Renforcement du personnel et augmentation du budget de l’ASN et de l’IRSN en adéquation avec les missions de ces organismes</p>	- réalisé		
<p>Le Secrétariat de l’AIEA améliorera le Service intégré d’examen de la réglementation (IRRS) en vue de l’examen par des pairs de l’efficacité réglementaire grâce à une évaluation plus détaillée des réglementations nationales par rapport aux normes de sûreté de l’AIEA.</p>				

ANNEXE 6 – Plan d’actions de l’AIEA sur la sûreté nucléaire – actions mises en œuvre par la France

<p>Chaque État Membre ayant des centrales nucléaires accueillera régulièrement, à titre volontaire, une mission IRRS de l’AIEA pour évaluer son cadre réglementaire national. En outre, une mission de suivi sera effectuée dans les trois ans suivant la principale mission IRRS</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ Mission IRRS accueillie en 2006 avec mission de suivi en 2009, prochaine mission prévue en 2014 (voir action 2). ➤ Au titre de la directive 2009/71/Euratom sur la sûreté nucléaire, cet examen international par les pairs doit être accueilli en France au moins tous les 10 ans (voir action 2). 	<p>- régulier</p>		
Action 5 : Organismes exploitants				
Plan d’action de l’AIEA sur la sûreté nucléaire	Actions mises en œuvre par la France			
	Actions nationales	Actions bilatérales et internationales		
<p>Les États Membres assureront l’amélioration, selon que de besoin, des systèmes de gestion, de la culture de sûreté, de la gestion des ressources humaines et des capacités scientifiques et techniques dans les organismes exploitants ; le Secrétariat de l’AIEA fournira une assistance aux États Membres sur demande.</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ La France a étendu les évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima et les prescriptions qui ont suivi aux facteurs organisationnels et humains dans une perspective d’amélioration continue de la sûreté (voir action 1) ➤ 8 février 2012 : adoption de l’arrêté fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base qui comporte des dispositions sur la politique de sûreté, le système de management de la sûreté, les capacités techniques et financières, les moyens humains, la sous-traitance...) ➤ Renforcement de l’organisation de crise et des moyens associés (FARN moyens mobiles, bâtiments de crise renforcés...) chez les exploitants 	<p>- réalisé</p> <p>- en cours</p>	<p>Extension du champ d’action de WANO pour renforcer le niveau de prévention et de mitigation au sein des exploitants nucléaires dans le monde: agressions externes, gestion des accidents graves, préparation aux situations de crise...</p>	<p>- réalisé</p>
<p>Chaque État Membre doté de centrales nucléaires accueillera à titre volontaire au moins une mission de l’Équipe d’examen de la sûreté d’exploitation (OSART) de l’AIEA au cours des trois prochaines années, en accordant d’abord la priorité aux centrales nucléaires les plus anciennes. Par la suite, les missions OSART seront régulièrement accueillies à titre volontaire.</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 1 mission OSART accueillie par an en France (voir action 2) ➤ Après l’OSART de Chooz en 2013, l’ensemble du parc nucléaire français aura fait l’objet d’une OSART ➤ EDF France accueillera une mission « corporate OSART » en 2014 	<p>- régulier</p>		

ANNEXE 6 – Plan d’actions de l’AIEA sur la sûreté nucléaire – actions mises en œuvre par la France

<p>Le Secrétariat de l’AIEA renforcera la coopération avec la WANO en modifiant leur mémorandum d’accord afin d’améliorer l’échange d’informations sur l’expérience d’exploitation et d’autres domaines pertinents de la sûreté et du génie nucléaires et, en consultation avec d’autres parties prenantes concernées, étudiera des mécanismes visant à promouvoir la communication et l’interaction entre les organismes exploitants.</p>				
Action 6 : Normes de sûreté de l’AIEA				
Plan d’action de l’AIEA sur la sûreté nucléaire	Actions mises en œuvre par la France			
	Actions nationales		Actions bilatérales et internationales	
<p>La Commission des normes de sûreté et le Secrétariat de l’AIEA examineront, et le cas échéant réviseront en utilisant le processus existant plus efficacement, les normes de sûreté de l’AIEA pertinentes par ordre de priorité.</p>			<p>La France contribue à la rédaction des normes de sûreté de l’AIEA :</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ Des experts français participent aux réunions de la commission sur les normes de sûreté (CSS) ainsi qu’à celles des quatre comités techniques. ○ Le président de l’ASN a présidé la CSS de 2006 à 2011. ○ Mise à la disposition de l’Agence de ressources (CFE AREVA, CFE EDF) pour aider l’Agence dans la mise à jour de ses normes de sûreté en y incluant autant que nécessaire les leçons tirées de l’accident de Fukushima Daiichi. 	- régulier
<p>Les États Membres utiliseront aussi largement et aussi efficacement que possible les normes de sûreté de l’AIEA en temps voulu et de manière ouverte et transparente. Le Secrétariat de l’AIEA continuera de fournir un appui et une assistance pour l’application de ces normes.</p>	<p>Le cadre réglementaire français a été développé en cohérence avec les normes de sûreté de l’AIEA.</p>			
Action 7 : Cadre juridique international				

ANNEXE 6 – Plan d’actions de l’AIEA sur la sûreté nucléaire – actions mises en œuvre par la France

Plan d’action de l’AIEA sur la sûreté nucléaire	Actions mises en œuvre par la France			
	Actions nationales		Actions bilatérales et internationales	
Les États parties étudieront des mécanismes permettant d’appliquer plus efficacement la Convention sur la sûreté nucléaire, la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs, la Convention sur la notification rapide d’un accident nucléaire et la Convention sur l’assistance en cas d’accident nucléaire ou de situation d’urgence radiologique et examineront des propositions de modification de la Convention sur la sûreté nucléaire et de la Convention sur la notification rapide d’un accident nucléaire.			<ul style="list-style-type: none"> ➤ Participation active à la réunion extraordinaire de la convention sur la sûreté nucléaire (CSN) en août 2012, notamment via la soumission de propositions d’évolution des guides régissant le mécanisme de la CSN dans le but de renforcer l’efficacité du processus mis en jeu par la CSN. ➤ L’ASN participe au GT "Transparency and effectiveness" de la CSN ainsi qu’au GT commun CSN/CC destiné à garantir la cohérence entre les 2 conventions (GT initié par la France). 	<p style="text-align: right;">- réalisé</p> <p style="text-align: right;">- en cours</p>
Les États Membres seront encouragés à adhérer à ces conventions et à les appliquer efficacement	<ul style="list-style-type: none"> ➤ Adhésion de la France à : <ul style="list-style-type: none"> ○ la convention sur la sûreté nucléaire (la France applique la CSN aux réacteurs de recherche à titre volontaire) ○ la convention sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs ○ la convention sur la notification rapide d’un accident nucléaire ○ la convention sur l’assistance en cas d’accident nucléaire 	<p style="text-align: center;">1995</p> <p style="text-align: center;">2000</p> <p style="text-align: center;">1989</p> <p style="text-align: center;">1989</p>	Participation active de la France aux réunions des parties contractantes d’examen de l’application de ces conventions	
Les États Membres œuvreront pour la mise en place d’un régime mondial de responsabilité nucléaire répondant aux préoccupations de tous les États qui pourraient être touchés par un accident nucléaire, en vue d’une réparation appropriée des dommages nucléaires. Le Groupe international d’experts en responsabilité nucléaire (INLEX) de l’AIEA recommandera des mesures destinées à faciliter la mise en place d’un tel régime. Les États Membres examineront dûment la possibilité d’adhérer aux instruments	<ul style="list-style-type: none"> ➤ Adhésion de la France aux Conventions de Paris et Bruxelles ➤ Deux projets de lois ont été déposés au Sénat au printemps 2012 : Ces projets prévoient respectivement : <ul style="list-style-type: none"> ○ la ratification du protocole commun aux conventions de Paris et Vienne, ○ la prise en compte anticipée dans la législation française de l’augmentation des plafonds d’indemnisation des exploitants nucléaires prévus par les protocoles modificatifs de 2004 ➤ Le processus de ratification des protocoles de 2004, modificatifs des conventions de Paris et Bruxelles a été achevé. Le dépôt de l’instrument de ratification sera simultané pour tous les Etats membres de l’UE parties aux conventions de Paris et Bruxelles 	<p style="text-align: center;">- effective</p> <p style="text-align: center;">- en cours</p> <p style="text-align: center;">- en cours</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ Participation d’un expert français au groupe INLEX de l’AIEA ➤ Participation de la France au comité du droit nucléaire de l’OCDE/AEN ➤ Réflexions menées conjointement avec les Etats-Unis sur l’établissement d’un régime mondial de responsabilité civile nucléaire 	<p style="text-align: right;">permanent</p> <p style="text-align: right;">permanent</p> <p style="text-align: right;">en cours</p>

ANNEXE 6 – Plan d’actions de l’AIEA sur la sûreté nucléaire – actions mises en œuvre par la France

Action 9 : Création de capacités (capacity building)				
Plan d’action de l’AIEA sur la sûreté nucléaire	Actions mises en œuvre par la France			
	Actions nationales		Actions bilatérales et internationales	
Les États Membres ayant un programme électronucléaire et ceux qui envisagent de lancer un tel programme s’emploieront à renforcer, développer, maintenir et mettre en œuvre leurs programmes de création de capacités, notamment la formation théorique et pratique et les exercices aux niveaux national, régional et international ; ils s’assureront en permanence que les ressources humaines dont ils ont besoin pour s’acquitter de leur responsabilité en matière d’utilisation sûre, responsable et durable des technologies nucléaires sont compétentes et suffisantes ; le Secrétariat de l’AIEA fournira une assistance sur demande. Ces programmes couvriront tous les domaines liés à la sûreté nucléaire, notamment la sûreté d’exploitation, la préparation et la conduite des interventions d’urgence et l’efficacité de la réglementation, et reposeront sur les infrastructures de création de capacités existantes.	<ul style="list-style-type: none"> ➤ Périmètre des évaluations complémentaires de sûreté menées par l’ASN étendu aux questions de sous-traitance et de prise en compte des facteurs organisationnels et humains ➤ Création de l’I2EN (Institut International de l’Energie Nucléaire) ➤ 8 février 2012 : adoption de l’arrêté fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base et qui comporte des dispositions sur la politique de sûreté, le système de management de la sûreté, les moyens humains, la sous-traitance...) ➤ Action des exploitants: mise en place de la FARN et formation des équipes de crise utilisation des moyens mobiles, extension du champ couvert par les exercices aux situations extrêmes multi-tranches. 	<p>- réalisé</p> <p>- réalisé</p> <p>- réalisé</p> <p>- en cours</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ La France développe des coopérations actives avec l’Agence et dans le cadre de coopérations bilatérales (voir action 8) ➤ L’ASN réalise des actions de coopération avec ses homologues à leur demande (voir action 8). ➤ L’IRSN et ses partenaires européens ont créé un organisme de formation continue (ENSTTI) qui offre des formations aux professionnels de la sûreté en Europe et dans le monde ➤ Sous l’égide de l’AIEA, le Forum des TSO a été créé afin d’encourager le partage d’information, d’expérience, de leçons et de culture de sûreté ainsi que l’harmonisation des pratiques en sûreté nucléaire sur la base des plus hauts standards de sûreté. 	<p>- régulier</p> <p>- régulier</p> <p>- réalisé</p>
Les États Membres ayant un programme électronucléaire et ceux qui envisagent de lancer un tel programme prendront en compte les enseignements tirés de l’accident dans l’infrastructure de leur programme ; le Secrétariat de l’AIEA fournira une assistance sur demande.	La France a étendu les évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima et les prescriptions qui en découlent aux facteurs sociaux, organisationnels et humains dans une perspective d’amélioration continue de la sûreté (voir actions 1 et 5)			

ANNEXE 6 – Plan d’actions de l’AIEA sur la sûreté nucléaire – actions mises en œuvre par la France

Action 10 : Protection des personnes et de l’environnement contre les rayonnements ionisants				
Plan d’action de l’AIEA sur la sûreté nucléaire	Actions mises en œuvre par la France			
	Actions nationales		Actions bilatérales et internationales	
Les États Membres, le Secrétariat de l’AIEA et toutes les autres parties prenantes concernées faciliteront l’utilisation des informations, des compétences et des techniques disponibles pour le contrôle radiologique, la décontamination et la remédiation, tant à l’intérieur qu’à l’extérieur des sites nucléaires ; le Secrétariat de l’AIEA étudiera des stratégies et des programmes visant à améliorer les connaissances et à renforcer les capacités dans ces domaines.			<ul style="list-style-type: none"> ➤ Etudes sur le site de Fukushima Daiichi <ul style="list-style-type: none"> ○ participation à des campagnes de mesures environnementales autour de Fukushima (IRSN-JAEA) ○ projets (IRSN-JAEA: TOFU, FreeBird) ➤ Etudes génériques <ul style="list-style-type: none"> ○ échange d’informations sur la gestion des situations post-accidentelles (IRSN-JAEA) ○ Doctrine et outils sur la gestion post-accidentelle développée dans le cadre du Comité directeur post-accidentel (coordonné par l’ASN). 	- en cours
Les États Membres, le Secrétariat de l’AIEA et toutes les autres parties prenantes concernées faciliteront l’utilisation des informations, des compétences et des techniques disponibles en ce qui concerne l’enlèvement du combustible nucléaire endommagé, ainsi que la gestion et le stockage définitif des déchets radioactifs résultant d’une situation d’urgence nucléaire.				
Les États Membres, le Secrétariat de l’AIEA et toutes les autres parties prenantes concernées échangeront des informations sur l’évaluation des doses de rayonnement et tout impact connexe sur les personnes et l’environnement.			<p>Accueil de personnes irradiées pour traitement dans les services spécialisés des hôpitaux français : L’IRSN et l’hôpital Percy sont actuellement en discussion avec l’AIEA et certains pays d’Amérique du Sud afin d’élaborer un projet de coopération technique internationale</p> <p>Participation de l’IRSN et de l’ASN dans des instances internationales (OMS, UNSCEAR) aux évaluations dosimétriques et à l’estimation du risque sanitaire escompté sur la population et les travailleurs.</p>	- en cours

ANNEXE 6 – Plan d'actions de l'AIEA sur la sûreté nucléaire – actions mises en œuvre par la France

Action 11 : Communication et diffusion d'informations				
Plan d'action de l'AIEA sur la sûreté nucléaire	Actions mises en œuvre par la France			
	Actions nationales		Actions bilatérales et internationales	
Les États Membres, avec l'aide du Secrétariat de l'AIEA, renforceront le système de notification des situations d'urgence, ainsi que les dispositions et les capacités de communication et d'échange d'informations.	Amélioration continue du réseau de communication en situation d'urgence (voir actions 1 et 3)	- régulier		
Les États Membres, avec l'aide du Secrétariat de l'AIEA, amélioreront la transparence et l'efficacité de la communication entre les exploitants, les organismes de réglementation et diverses organisations internationales ; ils renforceront le rôle de coordination de l'AIEA à cet égard, en soulignant que la circulation la plus libre possible et la large diffusion d'informations techniques et technologiques ayant trait à la sûreté renforce la sûreté nucléaire.	<ul style="list-style-type: none"> ➤ Le code de l'environnement prévoit des dispositions générales pour l'information du public (consultation publique obligatoire sur les projets de texte réglementaire, participation du public à certaines procédures d'autorisation, droit d'accès du public aux informations environnementales) ➤ loi relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire du 13 juin 2006 : qui prévoit en particulier le droit du public d'accéder à toute information relative à la sûreté nucléaire et la création des commissions locales d'information (CLI) auprès de chaque installation nucléaire de base 	- réalisé		
En cas de situation d'urgence nucléaire, le Secrétariat de l'AIEA communiquera en temps voulu aux États Membres, aux organisations internationales et au public des informations claires, objectives, rapportant des faits exacts et facilement compréhensibles sur les conséquences possibles de la situation, y compris des analyses des informations disponibles et des prévisions de scénarios possibles basés sur des preuves, les connaissances scientifiques et les capacités des États Membres.			A l'issue d'une réflexion nationale, la France fera part de propositions au secrétariat pour mieux définir le rôle de l'AIEA en cas de crise nucléaire. L'objectif est d'alimenter la réflexion de la communauté internationale, notamment dans le cadre du Groupe d'experts sur la préparation et la conduite des interventions d'urgence (EPREG)	- en cours

ANNEXE 6 – Plan d’actions de l’AIEA sur la sûreté nucléaire – actions mises en œuvre par la France

<p>Le Secrétariat de l’AIEA organisera des réunions d’experts internationaux pour analyser tous les aspects techniques pertinents et tirer les enseignements de l’accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.</p>				
<p>En coopération avec le Japon, le Secrétariat de l’AIEA facilitera et continuera de communiquer aux États Membres une évaluation pleinement transparente de l’accident de la centrale nucléaire de la TEPCO à Fukushima Daiichi.</p>				
<p>Le Secrétariat de l’AIEA et les États Membres, en consultation avec l’Agence pour l’énergie nucléaire (AEN) de l’OCDE et le Comité consultatif de l’Échelle internationale des événements nucléaires et radiologiques (INES) de l’AIEA, examineront l’application de l’échelle INES en tant qu’outil de communication.</p>				
Action 12 : Recherche-Développement				
<p>Plan d’action de l’AIEA sur la sûreté nucléaire</p>	Actions mises en œuvre par la France			
	Actions nationales		Actions bilatérales et internationales	
<p>Les parties prenantes concernées, avec l’aide fournie par le Secrétariat de l’AIEA en tant que de besoin, mèneront les activités de recherche-développement nécessaires dans les domaines de la sûreté, de la technologie et du génie nucléaires, notamment en ce qui concerne les aspects spécifiques à la conception existants et nouveaux.</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ L’IRSN poursuit des activités de recherche dans différents domaines (sûreté et radioprotection environnement-homme; développement de codes; création de bases de données...) ➤ Appel à projets de l’agence nationale pour la recherche dans le cadre de la nouvelle action "recherche dans le domaine de la sûreté nucléaire", au sein du programme "nucléaire de domaine" des investissements d’avenir. ➤ Le CEA, EDF et AREVA coopèrent au sein d’un institut de recherche conjoint destiné à coordonner les travaux relatifs aux réacteurs de 2ème et 3ème générations ainsi qu’à leur combustible 			

ANNEXE 6 – Plan d’actions de l’AIEA sur la sûreté nucléaire – actions mises en œuvre par la France

<p>Les parties prenantes concernées et le Secrétariat de l’AIEA utiliseront les résultats de la recherche-développement et, s’il y a lieu, les partageront dans l’intérêt de tous les États Membres.</p>		<ul style="list-style-type: none"> ➤ CFE IRSN cité aux actions 8 et 9. ➤ Création du Forum des TSO qui encourage le partage d’information, d’expérience, de leçons et de culture de sûreté ainsi que l’harmonisation des pratiques en sûreté nucléaire sur la base des plus hauts standards de sûreté. ➤ Participation d’instituts français aux Projets de Recherche Coordonnée (PRC) de l’AIEA 	<p>- en cours</p>
--	--	--	-------------------

ANNEXE 7 – 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 – Cinquième rapport national sur la mise en œuvre par la France des obligations de la Convention, juillet 2010.
- /4/ Convention sur la sûreté nucléaire – Rapport national pour la seconde réunion extraordinaire, août 2012.
- /5/ Rapport annuel 2010 de l'Autorité de sûreté, avril 2010.
- /6/ Rapport annuel 2011 de l'Autorité de sûreté, avril 2011.
- /7/ Rapport annuel 2012 de l'Autorité de sûreté, avril 2012.
- /8/ EDF – Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire et la radioprotection, 2010.
- /9/ EDF – Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire et la radioprotection, 2011.
- /10/ EDF – Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire et la radioprotection, 2012.

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 8 – LISTE DES PRINCIPALES ABREVIATIONS

Tableau 19 : Liste des principales abréviations

AAR	Arrêt Automatique du Réacteur
AG	Accident Grave
AIEA	Agence Internationale de l'Energie Atomique
ALARA	As Low As Reasonably Achievable
ASN	Autorité de Sûreté Nucléaire (France)
BK	Bâtiment combustible
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives
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
CPP	Circuit Primaire Principal
CSP	Circuit Secondaire Principal
CTC	Centre Technique de Crise
DAC	Décret d'Autorisation de Construction
DSD	Demi-Spectre de Dimensionnement
DUS	Diesel d'Ultime Secours
ECS	Evaluations Complémentaires de Sûreté
EDF	Electricité De France
EPRI	Electric Power Research Institute
EPS	Etude Probabiliste de Sûreté
ESC	Evénements Significatifs pour l'Environnement
ESPN	Equipement Sous Pression Nucléaire
ESR	Evénements Significatifs pour la Radioprotection
ESS	Evénements Significatifs pour la Sûreté
FARN	Force d'Action Rapide Nucléaire
FOH	Facteurs Organisationnels et Humains
GIAG	Guide d'Intervention en Accident Grave
GPE	Groupe Permanent d'Experts
GPR	Groupe Permanent Réacteur
GV	Générateur de Vapeur
HCTISN	Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sécurité Nucléaire
ICPE	Installations Classées pour la Protection de l'Environnement
ILL	Institut Laue – Langevin
INB	Installations Nucléaires de Base
IPS	Important Pour la Sûreté
IRRS	Integrated Regulatory Review Service
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor

ANNEXE 8 – Liste des principales abréviations

MDEP	Multinational Design Evaluation Programme
OPECST	Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques
OSART	Operational Safety Review Team
OSRDE	Observatoires Sûreté Radioprotection Disponibilité Environnement
PCD	Poste de Commandement Direction
PCR	Personne Compétente en Radioprotection
PNGMDR	Plan national de gestion des matières et déchets radioactifs
PPI	Plan Particulier d'Intervention
PUI	Plan d'Urgence Interne
PV	Procès Verbal
RCC	Règles de Conception et de Construction
RDS	Rapport De Sûreté
REP	Réacteur à Eau sous Pression
REX	Retour d'Expérience
RFS	Règles Fondamentales de Sûreté
RGE	Règle Générale d'Exploitation
RGV	Remplacement des Générateurs de Vapeur
RJH	Réacteurs Jules- Horowitz
RNM	Réseau national de mesure de la radioactivité de l'environnement
RPS	Rapport Préliminaire de Sûreté
SDD	Séisme De Dimensionnement
SMS	Séisme Majoré de Sécurité
STE	Spécifications Techniques d'Exploitation
VD	Visite Décennale
WANO	Association mondiale des exploitants nucléaires
WENRA	Association des responsables des Autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest