



3^{ème} Rapport national de la France
sur la mise en œuvre des obligations de la

Convention sur la sûreté nucléaire

- Etabli en vue de la réunion d'examen de 2005 -

juillet 2004

Table des matières

INTRODUCTION	5
1. Introduction générale	5
2. Principales évolutions depuis le 2 ^{ème} rapport de la France	7
2.1 Evolution du contrôle de la sûreté nucléaire en 2002	7
2.2 Evolution du contenu du troisième rapport par rapport au second	7
2.3 Questions d'actualité de sûreté en France en 2004	8
3. Politique nationale en matière nucléaire	13
3.1 Politique générale	13
3.2 Les centrales électronucléaires	13
3.3 Les réacteurs de recherche	14
3.4 Le cadre réglementaire	14
A. DISPOSITIONS GENERALES.....	17
4. Article 4 : Mesures d'application	17
5. Article 5 : Présentation de rapports	17
6. Article 6 : Installations nucléaires existantes	17
6.1 Les installations nucléaires en France	17
6.2 Les évaluations de sûreté	17
6.3 Les principales améliorations de sûreté pour les réacteurs électronucléaires	18
6.4 Les principales améliorations de sûreté pour les réacteurs de recherche	22
B. LEGISLATION ET REGLEMENTATION	25
7. Article 7 : Cadre législatif et réglementaire	25
7.1 Le cadre législatif et réglementaire	25
7.2 La réglementation des installations nucléaires de base	27
7.3 Le contrôle des installations nucléaires de base	30
8. Article 8 : Organisme de réglementation	40
8.1 L'Autorité de sûreté nucléaire (ASN)	40
8.2 Les autres acteurs du contrôle	47
9. Article 9 : Responsabilité du titulaire d'une autorisation	49
C. CONSIDERATIONS GENERALES DE SURETE	51
10. Article 10 : Priorité à la sûreté	51
10.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté	51
10.2 Mesures prises pour les réacteurs électronucléaires	51
10.3 Mesures prises pour les réacteurs de recherche	53
10.4 Analyse de l'Autorité de sûreté	54
11. Article 11 : Ressources financières et humaines	55
11.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté	55
11.2 Ressources affectées à la sûreté des réacteurs électronucléaires	55
11.3 Ressources affectées à la sûreté des réacteurs de recherche	56
11.4 Analyse par l'Autorité de sûreté	57
12. Article 12 : Facteurs humains	59
12.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté	59
12.2 Dispositions prises concernant le facteur humain pour les réacteurs EDF	60
12.3 Dispositions concernant les facteurs humains pour les réacteurs de recherche	61
12.4 Analyse de l'Autorité de sûreté	62

Table des matières

13. Article 13 : Assurance de la qualité	65
13.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté	65
13.2 Politique et programme d'assurance de la qualité d'EDF	65
13.3 Politique et programme d'assurance de la qualité des réacteurs de recherche	67
13.4 L'analyse de l'Autorité de sûreté	69
14. Article 14 : Evaluation et vérification de la sûreté	72
14.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté	72
14.2 Evaluations et vérifications de sûreté réalisées sur les réacteurs électronucléaires	75
14.3 Evaluations et vérifications de sûreté réalisées pour les réacteurs de recherche	77
14.4 L'analyse de l'Autorité de sûreté	78
15. Article 15 : Radioprotection	81
15.1 La réglementation en radioprotection	81
15.2 Mesures prises en radioprotection par EDF pour les réacteurs électronucléaires	86
15.3 Mesures prises en radioprotection pour les réacteurs de recherche	90
15.4 La surveillance réglementaire en radioprotection	92
15.5 Bilan de la surveillance et des contrôles réglementaires	93
16. Article 16 : Organisation pour les cas d'urgence	95
16.1 L'organisation générale pour les cas d'urgence	95
16.2 Le rôle et l'organisation de l'ASN	98
16.3 Le rôle et l'organisation des exploitants de réacteurs	101
16.4 Les exercices de crise	107
16.5 Evolution de la gestion de la crise nucléaire	109
D. SURETE DES INSTALLATIONS	113
17. Article 17 : Choix de site	113
17.1 La demande réglementaire	113
17.2 La pratique pendant la période considérée	113
18. Article 18 : Conception et construction	115
18.1 Le processus d'autorisation	115
18.2 Présentation des projets actuels	117
19. Article 19 : Exploitation	120
19.1 Processus d'autorisation et réglementation	120
19.2 Mesures prises par EDF	125
19.3 Mesures prises pour les réacteurs de recherche	134
19.4 Analyse par l'ASN de l'exploitation des réacteurs nucléaires	136
19.5 Revue de la sûreté en exploitation par les organismes internationaux	141
20 Activités prévues pour améliorer la sûreté	145
20.1 Mesures nationales	145
20.2 Mesures de coopération internationale	146
ANNEXES	155
Annexe 1 - Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France	155
Annexe 2 - Principaux textes législatifs et réglementaires	159
Annexe 3 - Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires	164
Annexe 4 - Surveillance de l'environnement	169
Annexe 5 - Bibliographie	178
Annexe 6 - Liste des principales abréviations	179

INTRODUCTION

1. Introduction générale

1.1 Objet du rapport

La Convention sur la sûreté nucléaire, dénommée ci-après "Convention", a été un des résultats des discussions internationales qui ont été engagées en 1992 et qui visaient à proposer des obligations internationales contraignantes concernant la sûreté nucléaire. La France a signé la Convention le 20 septembre 1994, le premier jour où elle a été ouverte pour signature durant la conférence générale de l'AIEA. La France a approuvé la Convention le 13 septembre 1995 et la Convention est entrée en vigueur le 24 octobre 1996.

La France est active depuis de nombreuses années dans les actions internationales pour renforcer la sûreté nucléaire et elle considère la Convention sur la sûreté nucléaire comme une étape importante dans cette direction. Les domaines abordés par la Convention font partie depuis longtemps de la démarche française de sûreté nucléaire.

Ce rapport, le troisième du genre, est établi conformément à l'article 5 de la Convention et présente les mesures prises par la France pour remplir chacune des obligations de la Convention.

1.2 Installations concernées

En tant que telle la Convention sur la sûreté nucléaire s'applique aux réacteurs électronucléaires et à ce titre l'essentiel de ce rapport est consacré aux mesures prises pour en assurer la sûreté. Néanmoins un certain nombre de considérations a conduit la France, pour ce troisième rapport, à présenter également les mesures prises concernant l'ensemble des réacteurs de recherche, le cas échéant avec une approche graduée tenant compte de leur taille.

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. En outre le plus puissant des réacteurs de recherche, étant également destiné à produire de l'électricité, a déjà été pris en compte dans le précédent rapport de la France. Ensuite, dans le cadre du premier rapport 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, il a déjà 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 recherches, lequel reprend la plupart des dispositions de la présente Convention.

1.3 Auteurs du rapport

Ce rapport a été établi par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), qui a assuré la tâche de coordination, avec des contributions d'une part de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire et d'autre part des exploitants de réacteurs nucléaires, Electricité de France, le Commissariat à l'énergie atomique et l'Institut Laue - Langevin. La version finale a été achevée en juillet 2004 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 deux précédents : c'est un rapport autonome, construit principalement à partir de documents existants, et reflétant les points de vue des différents acteurs (Autorité réglementaire et exploitants). Ainsi, pour chacun des chapitres où l'Autorité réglementaire n'est pas seule à s'exprimer, on a adopté une structure en trois temps : d'abord une description de la réglementation par l'Autorité réglementaire, ensuite une présentation par les

Introduction

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 d'examen par les pairs de 2002. 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 la présente introduction, présentant les principales évolutions depuis le second rapport national et la politique électronucléaire de la France, la partie A traite des dispositions générales (articles 4 à 6), la partie B résume la législation et la réglementation (articles 7 à 9), la partie C est consacrée aux considérations générales de sûreté (articles 10 à 16), la partie D présente la sûreté des installations (articles 17 à 19) et la conclusion indique les orientations futures de la France en matière de sûreté, y compris les mesures de coopération internationale. Le rapport est enfin complété par quelques annexes.

Les principaux changements intervenus dans la rédaction de ce rapport par rapport à celle du précédent sont résumés, pour chaque chapitre, au chapitre 2 du présent rapport.

1.5 Publication du rapport

La Convention sur la sûreté nucléaire ne prévoit pas d'obligation quant à la communication au public du rapport prévu à l'article 5. Néanmoins, au titre de sa mission d'information du public et dans son souci permanent d'améliorer la transparence sur ses activités, l'Autorité de sûreté a décidé de le rendre accessible à toute personne intéressée. C'est ainsi que ce rapport est disponible, en langue française et en langue anglaise, sur le site Internet de l'Autorité de sûreté (www.asn.gouv.fr).

2. Principales évolutions depuis le 2^{ème} rapport de la France

2.1 Evolution du contrôle de la sûreté nucléaire en 2002

Ainsi qu'il a été exposé par la France lors de la seconde réunion d'examen par les pairs de la Convention sur la sûreté nucléaire en avril 2002, le contrôle de la sûreté nucléaire et le contrôle de la radioprotection en France ont été modifiés en février 2002, soit 4 mois après la publication du second rapport de la France. La modification essentielle, qui a été présentée oralement le 16 avril 2002 lors de la seconde réunion d'examen, a consisté à regrouper au sein d'une même autorité réglementaire les domaines de la sûreté nucléaire et de la radioprotection. La description du cadre réglementaire et de l'organisme de réglementation aux chapitres 7 et 8 du présent rapport présente donc la nouvelle situation en vigueur.

2.2 Evolution du contenu du troisième rapport par rapport au second

Après un certain nombre d'autres Parties contractantes qui avaient déjà fait ce choix délibéré à l'occasion de précédents rapports, la France à son tour, pour les raisons exposées au chapitre 1, a décidé, sur une base volontaire, de rendre également compte dans ce même rapport des mesures prises pour assurer la sûreté des réacteurs de recherche, même s'ils ne sont pas destinés à produire de l'électricité. Par ailleurs, dans un souci d'homogénéité de présentation avec nombre d'autres rapports nationaux tels qu'établis pour la seconde réunion d'examen, le contenu des chapitres a été légèrement réorganisé. Enfin les paragraphes qui avaient soulevé des questions lors de l'examen du second rapport incluent maintenant les réponses à ces questions et les paragraphes traitant d'actualité ont été entièrement réécrits. Les principaux changements par comparaison au précédent rapport sont résumés ci-après.

Le présent chapitre 2 qui contient essentiellement les questions de sûreté d'actualité est presque entièrement nouveau par rapport au chapitre 2 du second rapport. Le chapitre 3 correspond quant à lui à la mise à jour du chapitre 1 du second rapport. Les chapitres 4 et 5 restent inchangés par rapport au second rapport. Par contre le chapitre 6 est maintenant consacré aux principales mesures prises pour améliorer la sûreté des réacteurs en France, qui avaient été placées dans le chapitre 14 du second rapport à la suite des évaluations de sûreté, l'article 6 traitant de la sûreté des installations existantes.

Le chapitre 7, consacré à la réglementation en sûreté, contient très peu de changement par rapport au chapitre 7 du second rapport. Par contre le chapitre 8, consacré à l'organisme de réglementation, est entièrement refondu pour présenter l'organisation résultant de la réforme de 2002. Le chapitre 9 est quant à lui pratiquement identique au chapitre 9 du second rapport.

Les chapitres 10 à 13 consistent en une mise à jour des mêmes chapitres du second rapport, en éclaircissant les points qui avaient soulevé des questions lors de la réunion d'examen, et ne présentent pas de changements de fond si ce n'est l'extension aux réacteurs de recherche. Le chapitre 14, outre sa mise à jour, a été allégé de la description des principales modifications sur les réacteurs qui ont été transférées au chapitre 6. Le chapitre 15 a été mis à jour en ce qui concerne la réglementation en matière de radioprotection. Le chapitre 16 est peu différent du précédent chapitre 16, si ce n'est la modification intervenue quant à l'autorité en charge de la coordination en cas d'urgence nucléaire.

Les chapitres 17 à 19 consistent essentiellement en une mise à jour des mêmes chapitres du second rapport, avec prise en compte des questions reçues et extension aux réacteurs de recherche.

Enfin le chapitre 20 contient maintenant les mesures de coopération internationales, qui faisaient l'objet d'un chapitre 3 dans le second rapport de la France, placées à la suite des mesures nationales prévues, tant par l'Autorité de sûreté que par les exploitants, pour améliorer la sûreté.

2.3 Questions d'actualité de sûreté en France en 2004

Depuis la réunion d'examen du précédent rapport (avril 2002), la France n'a pas connu d'événements majeurs touchant la sûreté nucléaire. Les installations soumises au contrôle de l'Autorité de sûreté nucléaire n'ont pas été le siège d'événements notables. Seuls deux incidents, génériques, sur les réacteurs ont été classés au niveau deux de l'échelle INES depuis cette réunion. Ces années ont vu l'Autorité de sûreté nucléaire consacrer des efforts importants au développement de ses actions en radioprotection. Elles ont également permis de poursuivre le travail en vue de la sûreté à long terme dont les principaux domaines sont évoqués ci-après.

2.3.1 Sûreté et compétitivité économique

La loi du 10 février 2000 relative à la modernisation et au développement du service public de l'électricité modifie en profondeur le marché de l'électricité en France. Tout en précisant les missions de service public d'EDF, la loi, qui transpose une directive européenne sur le marché intérieur de l'électricité, met en particulier EDF en situation de concurrence pour la production d'énergie et sa fourniture aux plus gros clients. Une réflexion a donc été engagée et se poursuit sur l'impact potentiel sur la sûreté des évolutions du marché de l'électricité et des nouvelles pratiques mises en œuvre ou prévues par l'exploitant, et sur les actions que l'ASN pourrait mener à ce sujet.

L'internationalisation des opérateurs s'est manifestée chez EDF par des changements organisationnels importants menés en 2002. La préoccupation de la maîtrise des coûts est aujourd'hui plus affirmée par l'exploitant dans son dialogue avec l'ASN. En début d'année 2003, EDF a annoncé à l'ASN son ambition de développer des approches de type coût-bénéfice, permettant de prendre en compte à la fois les contraintes technico-économiques et les objectifs de sûreté dans les décisions d'ingénierie, et d'évaluer la pertinence des choix.

Face aux différents enjeux associés à cette démarche, l'ASN a identifié les principaux axes de travail qui devraient faire l'objet d'un investissement dans les années à venir. Le premier axe de travail est celui du développement d'outils de contrôle et de suivi pour repérer de manière précoce d'éventuelles dérives. Le deuxième axe de travail est celui de la mise en place d'un dialogue plus franc et responsable avec l'exploitant sur ses enjeux économiques. Le troisième axe de travail est celui de la mise en place d'un cadre juridique clarifié et renforcé. Le projet de loi concernant la transparence et la sécurité en matière nucléaire se propose d'apporter des améliorations sur cet aspect. Le quatrième axe de travail consiste à développer les échanges internationaux entre les Autorités de sûreté pour aller vers une harmonisation des exigences, face à l'internationalisation des opérateurs et à l'avènement d'un marché de l'électricité concurrentiel.

Enfin, il faut noter que la plupart des installations de recherche sont exploitées par de grands organismes publics dont les ressources sont liées au contexte budgétaire de l'Etat, lequel s'inscrit dans un contexte plus global de compétitivité économique. L'ASN doit veiller à ce que les contraintes budgétaires n'aient pas de conséquences néfastes en matière de sûreté ou de radioprotection pour le fonctionnement de ces installations.

2.3.2 L'étanchéité du combustible

Des pertes d'étanchéité de crayons combustibles par usure au droit de la première grille ont été observées en 2001 et 2002 sur les tranches de 1300 MWe, avec un nombre élevé de crayons touchés à Cattenom 3 et Nogent 2. La perte d'étanchéité, due au phénomène dit de « fretting », est survenue en général en cours de troisième cycle d'irradiation. La plupart des assemblages concernés par ce phénomène étaient de conception Framatome AFA-2GL. Des problèmes similaires ont été mis en évidence sur des assemblages ENUSA ainsi que dans des réacteurs américains.

Le phénomène d'usure est dû à une mise en vibration des crayons combustibles sous l'effet d'une excitation hydraulique en pied d'assemblage et d'une diminution du maintien des ressorts sous l'effet de l'irradiation. Sa compréhension a permis une modélisation par calcul relativement précise du comportement vibratoire du crayon sous écoulement, qui met clairement en évidence le rôle prépondérant sur les percements des conditions initiales de maintien du crayon et du débit transverse au niveau de l'étage inférieur. Ce débit transverse résulte principalement des redistributions de débit induites par les écoulements en fond de cuve et en pied d'assemblage.

En réponse au constat, Framatome a proposé une modification de conception avec le produit AFA3GLR (AFA3GL avec double grille inférieure), dont l'efficacité a été validée à l'aide d'un essai d'endurance sur boucle de recherche. Cette nouvelle conception, proche de la conception initiale, a été introduite en réacteur en septembre 2002. Les assemblages Westinghouse de conception RFA chargés en 2003 ont également bénéficié de modifications de conception visant à supprimer ces problèmes d'usure avec notamment l'ajout d'une grille inférieure de renfort (P-grid) en partie basse.

Les spécifications radiochimiques du circuit primaire ont été revues pour permettre de différencier les situations causées par le phénomène de fretting de celles associées à d'autres causes apparaissant de manière aléatoire (corps migrant, anomalie de fabrication,...).

2.3.3 Filtres des puisards des circuits d'injection de sécurité et d'aspersion

Le risque de colmatage des filtres des puisards des circuits d'injection de sécurité et d'aspersion de l'enceinte des réacteurs électronucléaires a fait l'objet d'une nouvelle évaluation en 2003 à la lumière des travaux et essais menés par l'IRSN ces dernières années.

Ce questionnement fait suite à l'incident survenu en 1992 sur le réacteur à eau bouillante de Barsebäck 2 en Suède, qui a conduit à revoir les quantités, la forme physique et le comportement des débris de calorifuge. Dans un premier temps, seuls les réacteurs à eau bouillante sont apparus concernés, notamment du fait de géométries différentes du bâtiment réacteur et de taille des filtres plus petite. Néanmoins, les analyses et essais se sont poursuivis et il s'avère que des phénomènes de colmatage sont également susceptibles de se produire sur les REP avec certaines combinaisons des multiples paramètres influents tels que la taille de la brèche, le degré de décomposition des fibres de calorifuge par le jet de brèche, la combinaison avec d'autres débris ou produits entraînés.

Ces nouvelles études ont conduit l'ASN à demander à EDF de prendre position sur le risque de colmatage avant fin 2003 et cela pour l'ensemble des réacteurs. EDF a confirmé que la prise en compte de ces nouvelles hypothèses conduit à considérer que les marges dont on dispose ne sont plus suffisantes, notamment vis-à-vis des scénarios d'accidents hypothétiques de type grosse brèche.

Bien que les filtres qui équipent les tranches EDF aient des surfaces importantes comparées à ceux d'autres réacteurs à eau pressurisée, EDF a décidé d'engager, pour les réacteurs des paliers 900 MWe, des modifications importantes pour restaurer des marges vis à vis de l'ensemble des scénarios postulés. Ces modifications ont été initiées dans le cadre de la réévaluation de sûreté des tranches 900 MWe, mais seront réalisées de façon déconnectée des visites décennales proprement dites et anticipées. L'opportunité de leur extension aux paliers 1300 et 1450 MWe, qui disposent de surfaces de filtration plus importantes, est en cours d'examen.

2.3.4 L'importance des facteurs humains et organisationnels

Ainsi que l'a souligné l'analyse des causes d'un grand nombre d'incidents survenus ces dernières années sur les réacteurs, les facteurs humains et organisationnels sont un domaine important en matière d'amélioration de la sûreté. L'ASN a donc entrepris un examen méthodique de la prise en compte de ces facteurs par les exploitants, en particulier pour les réacteurs électronucléaires. Elle a pour cela mis en place un système d'inspections du management de la sûreté et organise chaque année des réunions du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs sur ce sujet.

Pour sa part, EDF met en oeuvre une démarche de prise en compte des facteurs humains et organisationnels dans l'ensemble de ses activités de conception et d'exploitation de ses réacteurs nucléaires. Dans ce cadre, par l'intermédiaire de son « observatoire sûreté – radioprotection – disponibilité - environnement », EDF apporte une attention particulière à la qualité de ses processus de décision et s'assure que la priorité reste bien accordée à la sûreté.

2.3.5 L'évolution du combustible des réacteurs électronucléaires et de sa gestion

Les évolutions des combustibles utilisés dans les réacteurs électronucléaires affectent les usines qui les fabriquent, celles qui les retraitent, les installations qui les entreposent et les transports de matières radioactives. Il est donc nécessaire de veiller à la cohérence de ces évolutions au plan technique avec la sûreté des opérations correspondantes et au plan réglementaire avec les décrets d'autorisation de création des installations, les arrêtés d'autorisation de rejets liquides et gazeux et de prélèvements d'eau, les prescriptions techniques et la réglementation du transport de matières radioactives.

L'ASN a demandé à EDF de présenter une étude des conséquences des évolutions des combustibles envisagées sur les installations du cycle, au plan de la sûreté (confinement, criticité, évacuation de la puissance résiduelle en situation normale et accidentelle) et de la radioprotection (utilisation d'uranium de retraitement et de plutonium en amont du cycle). Pour l'ASN, l'objectif est, avec cette démarche prospective à 10 ans, de s'assurer du caractère non rédhitoire des options présentées par les exploitants, et d'identifier dès maintenant les points pour lesquels des justifications ou des demandes d'autorisation seront, le cas échéant et le moment venu, nécessaires.

L'étude présentée par EDF a été examinée par les Groupes permanents d'experts pour les déchets et pour les usines, avec la participation de membres du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs, en juillet 2002. L'ASN a pris position sur la base de cet examen et a notamment précisé à EDF que les nouvelles gestions du combustible présentées ne semblent pas comporter a priori d'éléments rédhitoires bien que les solutions techniques de gestion à long terme ne soient pas complètement définies.

L'ASN travaille depuis 2001 à la rédaction d'un arrêté ministériel relatif au combustible nucléaire et à son exploitation en réacteur. Le projet d'arrêté a été transmis en 2002 pour commentaires à EDF, à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, ainsi qu'aux différents concepteurs et fabricants d'assemblages combustibles. L'ASN a tenu compte de l'ensemble des commentaires reçus au cours de l'année 2003 et a prévu de produire une nouvelle version de son projet d'arrêté en vue d'une présentation devant le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs fin 2004.

2.3.6 Les conditions météorologiques extrêmes

Il est frappant de constater qu'au cours de la seule année 2003 deux types de conditions météorologiques exceptionnelles sont venus affecter les installations nucléaires : la canicule et la sécheresse durant l'été, puis les inondations durant l'automne. Dans le premier cas, la sûreté n'a pas été mise en cause, en ce sens qu'aucune limite de fonctionnement des installations liée à la sûreté n'a été atteinte ou dépassée ; mais les limites de température des rejets, qui peuvent affecter l'environnement, ont dû être aménagées temporairement pour permettre la poursuite du fonctionnement des centrales et éviter des coupures d'électricité. Dans le second cas, la sûreté n'a pas non plus été mise en cause. On a pu constater que les réflexions menées sur le risque d'inondation après l'épisode survenu fin 1999 sur la centrale du Blayais ont porté leurs fruits, puisque aucune installation nucléaire n'a été effectivement inondée ; cependant, les débits exceptionnels des fleuves et les matières qu'ils transportaient ont provoqué l'encrassement des prises d'eau de deux centrales, amenant EDF à arrêter préventivement quatre réacteurs. La multiplication possible de tels épisodes climatiques dans les années à venir doit amener à mieux prévenir leurs conséquences possibles.

De manière générale, le retour d'expérience national et international fait état de problèmes liés à des agressions climatiques dont l'ampleur, la fréquence ou la nature peuvent poser des questions vis-à-vis du dimensionnement initial des installations.

Ainsi, certains phénomènes hors normes, liés ou non à une évolution du climat, conduisent EDF et l'ASN à une vigilance particulière sur le sujet. Les risques liés aux vents violents, neiges, tornades, tarissement de la source froide, frasil, températures élevées de l'eau de la source froide, températures élevées de l'air, foudre et feux de forêts seront réévalués dans le cadre du réexamen du palier 900 MWe pour les troisièmes visites décennales. Il s'agira de réexaminer la robustesse des centrales vis-à-vis de ces risques.

2.3.7 La radioprotection

La prise en compte croissante des préoccupations de radioprotection et de protection de l'environnement a permis à EDF d'améliorer ses résultats dans ces domaines au cours des années passées. Si l'Autorité de sûreté nucléaire considère qu'EDF a enregistré des progrès dans la gestion de la dose collective intégrée lors des opérations de maintenance et reconnaît, de façon plus générale, une amélioration des méthodes de travail liées à la radioprotection, il reste une marge de progrès au regard des meilleures pratiques internationales, tout particulièrement en matière de gestion, sur les chantiers, de la dosimétrie, de la contamination et des déchets, mais la démarche engagée devrait permettre de poursuivre les progrès.

2.3.8 Le réexamen de sûreté, le vieillissement et la durée de vie des réacteurs électronucléaires

Le parc des réacteurs électronucléaires français existants est standardisé, ce qui permet un retour d'expérience extrêmement efficace entre différents réacteurs, mais crée aussi une obligation d'anticiper face à tout risque d'apparition de défauts génériques. Cela renvoie d'abord à la problématique du vieillissement : les enjeux du vieillissement sont aujourd'hui mieux reconnus et semblent en voie d'être maîtrisés, tant en ce qui concerne le circuit primaire que le génie civil. La préparation du rendez-vous des troisièmes visites décennales du palier 900 MWe est en cours, mais l'horizon des dossiers préparés par EDF reste limité à 40 ans alors même qu'EDF évoque des prolongations possibles de la durée de vie de certains réacteurs au-delà. Les examens de conformité, la recherche permanente de problèmes par les services d'ingénierie, les essais et contrôles menés lors des visites décennales sont l'occasion de s'assurer d'une bonne connaissance du niveau de sûreté actuel des installations. Cette démarche positive doit donc se poursuivre ; elle débouche sur des remises en conformité dont les délais doivent être à la fois justifiés du point de vue de la sûreté et réalistes du point de vue de leur mise en œuvre.

L'exploitant doit aussi conserver pour objectif de faire progresser la sûreté, par des réévaluations de sûreté qui confrontent les réacteurs à des standards plus récents (Voir sur ce sujet le chapitre 14). Puisque les mises en service des réacteurs sont maintenant achevées en France, les travaux effectués sur le projet de réacteur EPR et les informations recueillies sur les réacteurs récents et futurs ont été utilisés pour définir les orientations du réexamen associé aux 3^{èmes} visites décennales du palier 900 MWe. C'est également pour cette raison que l'ASN poursuivra ses démarches d'actualisation des règles fondamentales de sûreté et de développement des études probabilistes de sûreté, dans le cadre d'une démarche réaliste de réduction des risques.

2.3.9 Le renouvellement des réacteurs

Les plus anciens réacteurs de recherche exploités par le CEA, construits dans les années 1960 et 1970, sont appelés à être progressivement arrêtés, principalement pour des raisons de technologie et de matériaux vieillissants. Par ailleurs nombre d'autres réacteurs de recherches européens arrivent également en fin de vie. Le CEA a donc décidé de construire sur le site de Cadarache un nouveau réacteur de recherche, le réacteur Jules Horowitz, destiné à les remplacer. Ce projet a déjà donné lieu en 2003 à un examen par l'ASN de ses options de sûreté.

En ce qui concerne les réacteurs de puissance, le Parlement s'est prononcé en juin 2004, à la suite d'un débat sur les orientations de la politique énergétique française, en faveur de la construction d'un réacteur EPR. L'EPR est un projet de réacteur à eau sous pression évolutionnaire développé conjointement par des industriels et électriciens français et allemands (Framatome ANP, EDF et un groupement d'électriciens allemands). Au plan de la sûreté, ce projet prévoit un renforcement important de la défense en profondeur par rapport aux réacteurs actuels. Les industriels ont poursuivi en 2003 les études du projet de réacteur, en particulier sur les choix de conception et de fabrication des gros composants du circuit primaire, la conception de certains systèmes, les conséquences radiologiques des accidents, les études probabilistes de sûreté et le code de construction mécanique. L'ASN a poursuivi en 2003 et 2004 l'examen des études de sûreté du projet, en s'appuyant notamment sur le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs et sur des experts étrangers.

La décision finlandaise de passer commande d'un réacteur EPR nécessite également des rapprochements entre Autorités de sûreté pour coordonner autant que faire se peut le travail d'évaluation technique de ce projet de réacteur ; cela amène l'ASN à se pencher de façon plus précoce sur certaines études détaillées sur lesquelles des questions techniques restent aujourd'hui posées.

3. Politique nationale en matière nucléaire

3.1 *Politique générale*

La première décision gouvernementale concernant l'énergie nucléaire a été la création en 1945 du Commissariat à l'énergie atomique (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 exploités par un opérateur unique, Electricité de France (EDF). Les réacteurs de recherche actuellement en fonctionnement, y compris le réacteur électronucléaire Phénix, ont été construits et sont exploités par le Commissariat à l'énergie atomique (CEA) à l'exception d'un seul qui est exploité par l'Institut Laue-Langevin.

La politique énergétique de la France est définie par le gouvernement et est supervisée par le ministère chargé de l'industrie.

La réglementation et le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection sont assurés par l'Autorité de sûreté nucléaire décrite au chapitre 8.

3.2 *Les centrales électronucléaires*

Les réacteurs électronucléaires de la première génération, appartenant aux filières uranium-naturel-graphite-gaz et eau lourde, ainsi que le premier réacteur de la filière à eau sous pression et le réacteur à neutrons rapides Superphenix, sont maintenant déchargés de leur combustible et n'entrent donc pas dans le champ de la Convention.

Le parc actuel de réacteurs électronucléaires entrant dans le champ de la présente Convention comprend essentiellement 58 réacteurs de la filière à eau sous pression, qui ont été couplés au réseau entre 1977 et 1999 et sont tous en service.

En 2003 les réacteurs électronucléaires de la filière REP ont assuré environ 80% de la production d'électricité de la France. 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 (réacteurs à eau sous pression), pour un total de 58 réacteurs construits par le même fournisseur, Framatome. 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 de quatre 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, le Blayais et le 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, Flamanville et Saint-Alban,
 - le palier P'4, constitué des 12 réacteurs de 1300 MWe de Belleville, Cattenom, Golfech, Nogent et Penly ;
- le palier N4, qui est constitué de quatre réacteurs de 1450 MWe: deux sur le site de Chooz et deux sur le site de Civaux.

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

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

Des modifications importantes par rapport au palier CPY ont été apportées dans la conception des circuits et des systèmes de protection du cœur des réacteurs de 1300 MWe et dans celle des bâtiments qui les abritent. L'augmentation de puissance se traduit par un circuit primaire à quatre générateurs de vapeur, 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'informatisation de la conduite.

3.3 Les réacteurs de recherche

Bien que n'entrant pas formellement dans le champ de la présente 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, de divers types, de puissance thermique comprise entre 0,100 kW et 350MW, et mis en service entre 1964 et 1978. Le plus important d'entre eux, le réacteur Phénix est un réacteur électronucléaire de la filière à neutrons rapides qui est situé sur le Centre CEA de Valrhô (Marcoule). Conçu pour une puissance thermique de 563 MW, il fonctionne depuis 1993 à une puissance de 350 MW.

Parmi les autres réacteurs de recherche, 9 d'entre eux sont situés sur les Centres CEA de Cadarache et Saclay. Enfin le Réacteur à haut flux (RHF) est situé à l'Institut Laue-Langevin (ILL) près du Centre CEA de Grenoble.

3.4 Le cadre réglementaire

Le décret organisant le contrôle de la sûreté nucléaire en France est paru en 1963, peu avant la mise en service industrielle du premier réacteur nucléaire destiné à la production d'énergie électrique. Il a été créé à cette date une Commission interministérielle des installations nucléaires de base qui doit être consultée par les ministères compétents sur les demandes d'autorisation de création, de modification ou de mise à l'arrêt définitif de ces installations. Auparavant le contrôle de la sûreté des réacteurs nucléaires, lesquels étaient étroitement liés à la recherche, était assuré par le CEA.

C'est en 1973 qu'a été créé le Service central de sûreté des installations nucléaires, devenu en 1991 la Direction de la sûreté des installations nucléaires, chargée, pour les installations nucléaires civiles, de l'élaboration de la réglementation, du contrôle de son application, de la conduite des procédures d'autorisation et de la mise en place d'une organisation de crise en cas d'incident ou d'accident. En 1976 les services du CEA traitant de sûreté nucléaire et de radioprotection ont été regroupés en un Institut de protection et de sûreté nucléaire, doté d'une certaine autonomie au sein du CEA, qui servait d'appui technique à l'Autorité de sûreté.

D'autre part, c'est en 1966 qu'a été créé un Service central de protection contre les rayonnements ionisants, devenu en 1994 l'Office de protection contre les rayonnements ionisants, chargé de pratiquer toutes mesures, analyses ou dosages permettant la détermination de la radioactivité ou des rayonnements ionisants dans les divers milieux où leur présence peut présenter un risque pour la santé

Introduction – Politique nationale en matière nucléaire

de la population ou celle des travailleurs. Il contrôlait alors l'observation des prescriptions réglementaires de radioprotection.

En février 2002 a été établie la Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection qui, avec les concours des Divisions de la sûreté nucléaire et de la radioprotection implantées au sein des Directions régionales de la recherche de l'industrie et de l'environnement, constitue la nouvelle Autorité de sûreté nucléaire (ASN), qui est en charge de la sûreté nucléaire et de la radioprotection. En même temps les anciens organismes d'appui technique des Autorités en sûreté nucléaire (IPSN) et radioprotection (OPRI) ont été regroupés en une seule entité en charge de l'expertise et de la recherche: l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN).

A. 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 qui sont nécessaires pour que la France remplisse ses obligations en vertu de la Convention.

5. Article 5 : Présentation de 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 troisième rapport de la France publié 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

Les 58 réacteurs à eau sous pression qui servent à produire de l'électricité sont au cœur de l'industrie nucléaire en France. Ces réacteurs sont tous exploités par un opérateur unique, Electricité de France (EDF) ; une autre particularité française est la standardisation du parc, avec un nombre important de réacteurs techniquement proches, qui justifie une présentation "générique". Un réacteur de recherche à neutrons rapides, servant à la recherche et produisant de l'électricité, est exploité par le CEA. Neuf autres réacteurs de recherche sont exploités par le CEA et un dernier est exploité par l'Institut Laue Langevin. Une liste des réacteurs nucléaires français en exploitation, réacteurs de puissance et réacteurs de recherche, ainsi qu'une carte indiquant leur localisation, est présentée en annexe 1.

Les principes de la Convention ont été appliqués à la sûreté de ces installations dès leur conception.

6.2 Les évaluations de sûreté

Avant toute mise en service de réacteurs nucléaires, l'ASN examine toutes les évaluations de sûreté réalisées par les exploitants aux différents stades de la conception, de la construction et des essais préliminaires de l'installation, selon la réglementation décrite aux chapitres 7 et 17 à 19. De plus, pour garantir le maintien de la sûreté voire son amélioration compte tenu des nouvelles connaissances, et à la demande de l'ASN, comme il est prévu dans la réglementation en vigueur en France (décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963, Article 5 § II), des réévaluations de sûreté sont réalisées régulièrement par les exploitants de réacteurs nucléaires, comme pour toutes les installations nucléaires. Le mécanisme

des réévaluations de sûreté est présenté au chapitre 14. Les principales améliorations de sûreté apportées aux réacteurs nucléaires depuis le précédent rapport de la France sont résumées dans les paragraphes ci-après.

6.3 Les principales améliorations de sûreté pour les réacteurs électronucléaires

6.3.1 Principales modifications d'équipements et de procédures

L'examen de la sûreté des tranches, pratiqué au travers des réexamens périodiques ou pour certains sujets thématiques, conduit dans un certain nombre de cas à des modifications des tranches nucléaires. Dans la plupart des cas, ces modifications sont loties, chaque lot étant mis en œuvre sur toutes les tranches du palier concerné, une première tranche, dite « tête de série », jouant le rôle de prototype. Ce regroupement des modifications permet une meilleure industrialisation en assurant plus facilement la planification, la mise à jour documentaire, la formation des opérateurs, ... Dans la mesure du possible, ces lots sont mis en œuvre lors des visites décennales de manière à réduire l'incidence sur la disponibilité. Parmi les modifications récemment mises en œuvre ou décidées, on peut citer des modifications visant à :

- Améliorer la protection des tranches contre les agressions, comme la protection vis-à-vis des grands froids ou l'amélioration de la tenue sismique d'équipements non classés, mais susceptibles d'endommager des équipements classés en cas de séisme,
- Achever un certain nombre de mises à niveau du parc, essentiellement les mises à niveau matérielles liées à la qualification aux conditions d'ambiance post-accidentelle, et le plan d'action incendie.
- Améliorer la mitigation des situations d'accidents graves par la mise en place d'un capteur de pression enceinte à gamme élargie, qui permet le suivi de la pression de l'enceinte de confinement jusqu'à l'ouverture du filtre à sable, ou l'installation de recombineurs autocatalytiques passifs d'hydrogène, qui permet de garantir la tenue de l'enceinte après un accident grave.
- Anticiper l'obsolescence d'un certain nombre de matériels, essentiellement dans le domaine du contrôle-commande, avec le passage en technologie numérique du système de surveillance neutronique (RPN) des tranches de Fessenheim et Bugey, ou la rénovation du contrôle-commande du système de contrôle des paramètres du cœur (RIC) des réacteurs de 1300 MWe.
- Prendre en compte le retour d'expérience, avec notamment la modification de piquages sensibles aux vibrations, ou l'amélioration de la qualité de l'air comprimé de régulation. Cette modification poursuit des objectifs de sûreté, avec l'accroissement de l'autonomie, mais aussi de disponibilité et de coût en évitant les défaillances d'actionneurs dues aux particules d'oxydes.
- Dégager des marges utilisables pour de nouvelles gestions du combustible ou l'amélioration du service rendu au réseau, avec notamment l'arrêt automatique des pompes primaires sur les paliers 900 MWe ou l'amélioration du calculateur d'aide au pilotage 1300 MWe, qui permet un meilleur suivi du xénon et donc un pilotage plus pertinent de la tranche.
- Réduire la probabilité d'endommagement du combustible en agissant sur les séquences mises en évidence par les EPS. On peut citer la diversification des disjoncteurs d'arrêt d'urgence qui a pour objet de réduire la probabilité d'un ATWS, la logique d'alimentation de la pompe de test visant à se prémunir du risque de perte des tableaux secourus par mode commun, ou encore la modification du contrôle-commande de la ligne de décharge du circuit de contrôle volumétrique et chimique (RCV). On pourrait rattacher à cette catégorie la fiabilisation de l'appoint à la piscine de stockage, permettant d'éviter le découverture des assemblages stockés même en cas d'ébullition prolongée de la piscine.
- Réduire les possibilités de sollicitation anormale des matériels, y compris en situation accidentelle. On peut citer la modification de la logique de l'alimentation en eau alimentaire de secours des GV

Partie A - Articles 4 à 6 : dispositions générales

du palier 1300 MWe, qui vise à réduire les risques de sollicitation en eau du circuit secondaire et de rejets liquides en cas de rupture de tube de générateur de vapeur, ou l'amélioration des procédures de mise sous vide du circuit primaire au démarrage, qui limite les transitoires de démarrage défavorables à la tenue des joints des pompes primaires. Il en résulte également un gain significatif en disponibilité.

- Améliorer les performances des tranches, telles que la disponibilité, avec maintien ou amélioration de la sûreté ou de la radioprotection. Les modifications de la chaîne de manutention du combustible permettent un gain important en disponibilité (44 h sur l'arrêt de tranche) mais devraient aussi réduire les risques de criticité lors du rechargement. L'optimisation de la purification du circuit primaire avec augmentation des débits et dédoublement des filtres correspond à un gain potentiel sur le chemin critique de l'arrêt, auquel s'ajoute un gain dosimétrique en réduisant le terme source en exploitation normale.

6.3.2 Protection contre les inondations

A la suite de l'inondation du site du Blayais en décembre 1999, EDF s'est engagé dans une démarche de réévaluation et de protection des sites contre les risques d'inondation externe. La réévaluation du risque d'inondation pour un site particulier est déterminée à partir de la méthodologie qui a été examinée dans le cadre de la réunion du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs du 20 décembre 2001 et fait l'objet d'un dossier propre à chaque site.

La réévaluation du risque d'inondation, dont une première version soumise par EDF est en cours d'analyse par l'ASN, porte sur :

- la révision de la cote majorée de sécurité (CMS)¹ ;
- les aléas supplémentaires pouvant conduire à une inondation sur les sites comme les pluies de forte intensité, la rupture de capacités de stockage d'eau, la remontée de la nappe phréatique... ;
- la conduite à appliquer aux réacteurs, qui tient compte des travaux qui auront été réalisés pour se protéger d'un niveau de CMS et des autres aléas.

Sur demande de l'ASN, EDF s'est engagé sur les échéances de transmission des versions définitives de ces dossiers désormais fixées à juin 2004 pour les sites les plus sensibles vis-à-vis de ce risque et à décembre 2004 pour les autres.

A ce jour, les sites de Belleville, du Bugey et de Chooz sont confrontés à une réévaluation à la hausse de la cote majorée de sécurité, nécessitant l'étude de dispositifs de protection. A ce jour l'ASN a donné son accord pour la réalisation du dispositif proposé par EDF pour le site de Belleville.

Les échéances de réalisation des travaux rendus nécessaires par cette réévaluation ont également fait l'objet d'un engagement de la part d'EDF. En particulier, les travaux de mise à niveau des protections vis-à-vis de la CMS devront être achevés avant fin 2006 et les travaux d'étanchéification des structures en sous-sol seront réalisés avant 2008.

6.3.3 Protection contre les séismes

En mai 2001, la DGSNR a adopté la nouvelle règle fondamentale de sûreté n°2001-01 relative à la détermination du risque sismique pour les installations nucléaires de base de surface. Un an après, EDF a communiqué à l'ASN l'ensemble des spectres de sol associés aux séismes majorés de sécurité (SMS) et aux séismes maximaux historiquement vraisemblables (SMHV) réévalués selon cette nouvelle

¹ Cette cote est le niveau d'eau à prendre en considération dans le dimensionnement des protections en fonction de la situation du site. Les hypothèses de calcul sont, pour la plupart, les débits de crues 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.

RFS. Certains spectres font apparaître des dépassements pour les hautes fréquences par rapport au spectre utilisé dans la conception des réacteurs. Ces spectres serviront à la réévaluation sismique réalisée dans le cadre des réexamens de sûreté prévus lors des 3^{ème} visites décennales du palier 900 MWe et lors des 2^{ème} visites décennales du palier 1300 MWe.

6.3.4 Protection de l'environnement

Depuis quelques années, une attention plus particulière est portée aux effets chroniques ou accidentels sur l'environnement tant de l'industrie classique que de l'industrie nucléaire. Ainsi l'arrêté interministériel du 31 décembre 1999 fixe les prescriptions générales que doivent respecter les INB en matière de protection de l'environnement. Il complète les textes propres à chaque installation, pris en la matière, que sont les arrêtés d'autorisation de rejets ou encore les arrêtés d'exploitation des installations classées au titre de la protection de l'environnement présentes sur les sites.

Plus particulièrement, l'arrêté fixe, outre des règles générales en matière de prévention des incidents et accidents (formation des agents, consignes de sécurité, entretien des installations...), des objectifs dans des domaines tels que la protection contre l'incendie, contre la foudre, contre le bruit ou encore contre la pollution accidentelle des eaux.

En ce qui concerne la pollution accidentelle des eaux, EDF a développé des études spécifiques sur plusieurs sujets techniques pour prévenir une telle pollution par des produits dangereux pour l'environnement ou par les eaux d'extinction d'incendie. Des travaux importants de mise en conformité sont programmés, notamment en ce qui concerne les ouvrages de rétention et les aires de dépotage des produits.

Par ailleurs la mise aux normes de protection contre la foudre nécessite quant à elle des travaux de mise en conformité à achever d'ici la fin de l'année 2004.

Enfin plusieurs épidémies de légionellose sont intervenues en 2003, dans des installations de climatisation non exploitées par EDF, et ont mis en évidence la gravité potentielle des effets. Bien qu'il n'existe pas actuellement de réglementation applicable aux INB, EDF mesure régulièrement le niveau des légionelles dans ses installations.

Le Groupe EDF met en œuvre un plan d'action "légionelles", piloté par le Service des Etudes Médicales, qui couvre principalement les aspects suivants :

- amélioration des techniques de mesures,
- réduction du terme source de légionelles,
- traitements préventifs et curatifs des circuits,
- modélisation des concentrations dans les panaches d'aéroréfrigérants.

Les études scientifiques d'EDF en matière de prévention du risque « légionelles » ont été présentées aux ministères concernés en fin d'année 2003.

Sur le plan plus général des démarches de progrès en matière d'environnement, EDF a engagé une démarche volontariste d'obtention de la certification ISO 14001. La certification ISO 14001 du Groupe EDF a été obtenue en avril 2002. A fin 2003, la quasi-totalité des unités des Divisions Production Nucléaire, Ingénierie Nucléaire et Combustible Nucléaire ont également obtenu cette certification. Sur plusieurs d'entre elles, un audit de suivi a d'ores et déjà eu lieu, sans remarque de nature à remettre en cause leur certification.

6.3.5 Protection contre l'incendie

La prise en compte du risque d'incendie sur les centrales électronucléaires repose en premier lieu sur la prévention. Il est à noter que l'arrêté du 31 décembre 1999, qui s'applique spécifiquement aux installations nucléaires de base, régit notamment la prévention de l'incendie.

Partie A - Articles 4 à 6 : dispositions générales

La limitation des conséquences de l'incendie repose ensuite sur le principe de la sectorisation incendie. A cet égard, l'ASN veille à l'avancement des travaux du plan d'actions incendie élaboré par EDF pour améliorer les dispositions constructives des réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe, dont elle a fixé le délai d'achèvement à 2006 par une décision du 12 septembre 2000. Au-delà de ces travaux à échéance fin 2006, l'ASN a également demandé à EDF, dans le cadre du 3ème réexamen de sûreté décennal des réacteurs de 900 MWe, d'améliorer encore la protection contre l'incendie de ces réacteurs en identifiant et en traitant les faiblesses résiduelles :

- par l'utilisation des résultats d'une étude probabiliste de sûreté incendie, complémentaire de l'approche déterministe utilisée jusqu'à présent ;
- par une réévaluation des marges existantes entre la qualification des éléments coupe-feu en place et les durées des incendies envisageables dans les locaux.

Par ailleurs, l'arrêté du 31 décembre 1999 fixe des prescriptions pour la protection de l'environnement (rétention des eaux d'incendie, confinement des fumées toxiques...). En réponse à ces nouvelles exigences, EDF a produit des analyses de risques et des propositions de modernisation de ses installations, visant en particulier celles n'abritant pas de matériels importants pour la sûreté du réacteur (donc non prises en compte dans le plan d'actions incendie) mais pour lesquelles un incendie serait susceptible d'avoir des conséquences environnementales directes (par exemple les locaux de traitement et d'entreposage des déchets radioactifs). Ces études sont en cours d'analyse par l'Autorité de sûreté nucléaire et son appui technique.

L'efficacité du plan d'actions de l'exploitant pour améliorer la réactivité et la compétence des équipes d'intervention en cas d'incendie est évaluée par l'ASN notamment au travers d'un nombre accru d'exercices "incendie" réalisés lors d'inspections, pour certaines inopinées. A la suite d'une première synthèse réalisée par l'ASN, l'exploitant a proposé des améliorations du dispositif de lutte contre l'incendie, notamment en matière de fiabilité de la détection et en matière de rapidité d'intervention.

6.3.6 Maîtrise des risques de criticité

Le programme d'études initié à EDF par la Revue Criticité de novembre 2000 pour réexaminer l'ensemble des risques de criticité lors des opérations de manutention et d'entreposage du combustible a été poursuivi. Le référentiel des exigences de sûreté issu de ces études, transmis à l'ASN début 2003, est en cours d'instruction. Des études nouvelles concernant les opérations de restauration des assemblages, mais aussi leur endommagement en cas de chute hypothétique ont été réalisées.

Les connaissances acquises au travers des études réalisées depuis 2001 sur le risque de criticité ont fait l'objet sur tous les CNPE de sessions de sensibilisation des ingénieurs d'exploitation des cœurs.

Les études réalisées pour examiner l'utilité éventuelle de chaînes de niveau source (CNS) supplémentaires ont montré qu'il n'y a pas, à court terme, de possibilité de surveillance de la réactivité permettant de détecter une erreur de rechargement. Le rôle des CNS a donc été clarifié et une réflexion engagée pour redéfinir leur mode de réglage, de manière à ce que leur utilisation soit à la fois plus pertinente en réduisant les contraintes inutiles pour l'exploitant.

Vis-à-vis du risque de positionnement d'un assemblage en cuve à un emplacement non conforme au plan de chargement, des modes opératoires limitant les conséquences d'une éventuelle erreur, comme le rechargement en mode « serpent » et des dispositions de contrôle supplémentaires pour en réduire le risque sont désormais mis en œuvre par les CNPE. Une étude est en cours pour évaluer le gain de fiabilité que pourrait apporter l'usage d'une caméra dans le bâtiment réacteur, en fonction de son mode d'utilisation.

Le retour d'expérience international sur les pratiques de chargement a montré que la prise en compte du risque criticité par les exploitants étrangers, suite à l'événement de Dampierre 4 du 02 avril 2001 ou

suite à d'autres erreurs de positionnement d'assemblage en cuve, n'a pas conduit à la réalisation de modifications matérielles.

Cet événement a poussé EDF à modifier ses procédures de manutention et à augmenter la concentration en bore pendant le chargement des réacteurs du palier CPY, de manière à renforcer la fiabilité des opérations en limitant les risques de criticité.

6.3.7 Sûreté du stockage du combustible utilisé

Les évolutions des pratiques d'exploitation tendent à augmenter la puissance résiduelle du combustible susceptible d'être stocké en piscine de désactivation, et donc à réduire les délais d'intervention en cas de perte totale du refroidissement. Ce constat a amené EDF et l'ASN à se ré-interroger sur la sûreté du stockage du combustible dans les bâtiments combustible. Le dossier soumis par EDF à l'approbation de l'ASN couvre les différentes problématiques liées à une perte incidentelle de refroidissement ou d'inventaire en eau, notamment :

- la tenue des divers composants aux conditions de température et d'humidité résultant d'une ébullition de la piscine, en vérifiant la possibilité de redémarrage après réparation,
- la faisabilité d'un appoint en eau à la piscine, tenant compte des possibilités d'accès, pour éliminer la possibilité de découverture des assemblages,
- la gestion d'éventuelles fuites en eau de la piscine, bien qu'une bonne étanchéité ait pu être démontrée.

Ce dossier, soumis à l'examen du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs, a permis de conclure que, moyennant les dispositions complémentaires prévues par EDF, le risque de découverture des assemblages était résiduel. Des compléments ont été demandés afin de vérifier l'absence de risque lié à une éventuelle vidange rapide de la piscine.

6.4 Les principales améliorations de sûreté pour les réacteurs de recherche

6.4.1 Le réacteur Phénix

Construit et exploité par le CEA en association avec EDF, Phénix est un réacteur prototype pour la démonstration de la filière dite à neutrons rapides. Il est implanté sur le site de Valrhô à Marcoule (Gard). Sa construction a débuté en 1968 ; sa première divergence a été effectuée le 31 août 1973. Sa puissance de projet est de 563 MWth (250 MW électriques).

Après plus de 20 années de fonctionnement, l'ASN a souhaité en 1995 qu'un point d'ensemble soit fait sur l'état de sûreté du réacteur. La réévaluation de sûreté a essentiellement permis d'atteindre les objectifs suivants :

- prouver le bon état de santé des structures participant au contrôle de la réactivité du cœur : virole conique supportant le cœur du réacteur, bouchon couvercle cœur contenant les barres de commande, suspentes de cuve principale,
- montrer par des contrôles non destructifs le bon état de la centrale : circuits sodium, barillet de stockage du combustible, générateurs de vapeur. L'entretien décennal des autres composants et des circuits a aussi été effectué,
- améliorer la sûreté du cœur et du circuit primaire : ajout d'une barre de contrôle, installation d'une centrale d'enregistrement de mesures de technologie moderne et de grande capacité, mise en place de perches de mesures dans le collecteur chaud et le collecteur froid,
- mettre la centrale aux normes sismiques actuelles : renforcement de tous les bâtiments, remplacement de deux circuits de refroidissement de secours,

Partie A - Articles 4 à 6 : dispositions générales

- limiter les risques d'un grand feu de sodium ou d'un incendie classique : mise en place d'un cloisonnement entre les circuits secondaires et les circuits eau-vapeur, renforcement de la tenue des caissons des générateurs de vapeur, mise en place de systèmes mécaniques pour limiter le débatement des tuyauteries vapeur "haute énergie", mise en œuvre d'un plan d'action incendie,
- réparer ou remplacer les composants défectueux : circuits secondaires, pompes primaires, modules de générateurs de vapeur, échangeurs intermédiaires.

Profitant du retour d'expérience accumulé, le CEA a réalisé simultanément un nombre important d'opérations de jouvence destinées à permettre la poursuite de l'exploitation avec un niveau de sûreté et de disponibilité accrue de l'installation.

En parallèle, les épreuves réglementaires sur les appareils à pression (générateurs de vapeur, réservoirs de vapeur, réservoirs de gaz...) ainsi que la maintenance et le contrôle (du groupe turboalternateur, du poste 225 kV, des diesels...) ont été réalisés.

La réévaluation de sûreté du réacteur Phénix a été mise à profit pour tirer le maximum d'informations sur le comportement et le vieillissement des composants structuraux du cœur et des différents circuits de l'installation et pour en estimer l'impact sur la durée de vie du réacteur.

Tous ces travaux et modifications mettent la sûreté du réacteur au niveau attendu afin de permettre les campagnes d'irradiations expérimentales prévues.

Toutes les actions ont été contrôlées par l'ASN dont l'appui technique a analysé tous les dossiers présentés.

Les conclusions positives du dernier Groupe permanent d'experts pour les réacteurs en octobre 2002, ont conduit l'Autorité de Sûreté Nucléaire à autoriser, en janvier 2003, la reprise du fonctionnement en puissance de la centrale Phénix. Le 51ème cycle de fonctionnement de la centrale a débuté en juin 2003.

6.4.2 Les autres réacteurs de recherche

Les autres réacteurs de recherche font également l'objet, tous les dix ans en principe, d'un réexamen de sûreté. Parmi les sujets examinés les deux points génériques suivants font régulièrement l'objet de discussion :

- la tenue des installations aux séismes, compte tenu des avancées scientifiques considérables dans ce domaine dans les dernières décennies qui modifient l'appréhension de cette agression pour les installations nucléaires ;
- le vieillissement des installations, en particulier en ce qui concerne les équipements électriques et électroniques, dont le remplacement par des technologies modernes peut poser des problèmes de compatibilité et de fiabilité.

D'une manière générale, l'ASN est très attentive au vieillissement des installations, et à ce que l'exploitant arrête définitivement les installations avant qu'elles ne soient excessivement obsolètes.

Des informations sur les travaux engagés pour ces autres réacteurs de recherches sont présentées au chapitre 14 relatif aux réévaluations de sûreté.

B. LEGISLATION ET REGLEMENTATION

7. Article 7 : Cadre législatif et réglementaire

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

2. *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

La base législative régissant la sûreté des installations nucléaires en France est la loi n° 61-842 du 2 août 1961 modifiée. L'article 1^{er} de cette loi, précisé par l'article 8, stipule que les établissements industriels, exploités ou détenus par toutes personnes physiques ou morales, devront être exploités ou utilisés de manière à satisfaire aux dispositions prises en application de la loi afin d'éviter en particulier les pollutions de tous ordres causées par des substances radioactives qui compromettent la santé ou la sécurité publique. L'article 2 de cette loi définit le cadre dans lequel peut être établie la réglementation correspondante (autorisation, limitation, contrôle, interdiction, poursuite pénale). Les articles 3 et 4 de cette loi définissent le cadre dans lequel sont effectués les contrôles par les pouvoirs publics. Les articles 5 à 7 de cette loi prévoient les sanctions pénales pour infraction aux dispositions de celle-ci.

L'organisation française en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection repose ainsi sur le principe de responsabilité première des exploitants, qui dispose que la responsabilité d'une activité à risques incombe en premier lieu à celui qui l'entreprend ou l'exerce (exploitant d'INB, expéditeur de transport de matières radioactives, utilisateur de sources...) et non aux pouvoirs publics ou à d'autres acteurs. A ce titre, le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 modifié relatif aux installations nucléaires, pris en application de cette loi, constitue la base de la réglementation en matière de sûreté nucléaire. L'article 2 définit les installations nucléaires de base (INB), qui sont sujettes à ladite réglementation et qui comprennent en particulier tous les réacteurs nucléaires civils, qu'ils soient destinés à la production d'énergie ou à la recherche. L'article 3 définit les autorisations nécessaires (création, exploitation, mise à l'arrêt, démantèlement) et l'article 4 précise les conditions de l'autorisation de création (fournitures de rapports de sûreté, de règles générales d'exploitation et de plan d'urgence). L'article 5 définit les conditions de modification, prévoit les réexamens périodiques de sûreté et soumet à déclaration les incidents ou accidents. L'article 6 précise les cas où une nouvelle autorisation est nécessaire. Les articles 7 à 10 définissent le rôle et la composition de la Commission interministérielle des installations nucléaires de base qui donne son avis sur les demandes d'autorisation de création ou de modification des INB et sur les prescriptions particulières à chaque type d'installation. Cette Commission donne également son avis et fait des propositions sur l'élaboration et l'application de la réglementation relative à ces installations. L'article 11 définit les conditions de surveillance et d'inspection de la sûreté de ces installations. L'article 12 prévoit des sanctions pour quiconque exploite une INB sans autorisation, contrevient aux prescriptions techniques notifiées aux Pouvoirs publics, modifie l'installation sans autorisation ou omet de déclarer aux autorités les accidents ou incidents.

Partie B - Article 7: Cadre législatif et réglementaire

Les pouvoirs publics ont pour mission de veiller à ce que cette responsabilité soit pleinement assumée, dans le respect des principes énoncés plus haut et des textes réglementaires pris pour leur application. Le décret n° 2002-255 du 22 février 2002, modifiant le décret n°93-1272 du 1^{er} décembre 1993, a créé à cet effet une Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DGSNR), qui s'est substituée aux organismes réglementaires existant précédemment et dont les missions sont précisées dans son article 17 :

I. - La direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection élabore, propose et met en oeuvre la politique du Gouvernement en matière de sûreté nucléaire, à l'exclusion de ce qui concerne les installations et activités nucléaires intéressant la défense. Pour l'application de ces dispositions, la sûreté nucléaire est définie comme l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations comportant une source de rayonnements ionisants, ainsi qu'au transport des matières radioactives, et destinées à prévenir les accidents et à en limiter les effets.

II. - La direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection élabore et propose la politique du Gouvernement en matière de radioprotection et la met en oeuvre dans son domaine d'attribution. Pour l'application de ces dispositions, la radioprotection est définie comme l'ensemble des règles, des procédures et des moyens de prévention et de surveillance visant à empêcher ou à réduire les effets nocifs des rayonnements ionisants produits sur les personnes directement ou indirectement, y compris par les atteintes portées à l'environnement.

III. - La direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection est chargée, dans son domaine d'attribution :

1. De préparer et de mettre en oeuvre toutes mesures relatives à la sûreté des installations nucléaires de base, notamment en élaborant la réglementation technique correspondante et en contrôlant son application ;

2. De préparer et mettre en oeuvre toutes mesures relatives à la sûreté des transports de matières radioactives et fissiles à usage civil, notamment en élaborant, en concertation avec les services du ministre chargé des transports, la réglementation technique correspondante et en contrôlant son application ;

3. De préparer et de mettre en oeuvre, en liaison avec les autres administrations compétentes, toutes mesures destinées à prévenir ou limiter les risques sanitaires liés à l'exposition aux rayonnements ionisants, notamment en élaborant la réglementation technique concernant la radioprotection, à l'exception de celle relative à la protection des travailleurs contre les rayonnements ionisants, et en contrôlant son application ;

4. D'organiser les inspections, en matière de sûreté, des installations nucléaires de base et, en liaison avec les services compétents du ministre chargé des transports, du transport des matières radioactives et fissiles à usage civil ;

5. Sans préjudice des inspections prévues par le code du travail et le code de l'environnement, d'organiser les inspections en matière de radioprotection prévues par le code de la santé publique et par la loi du 2 août 1961 susvisée et ses textes d'application, et d'animer l'ensemble des inspections qui concourent au contrôle de la radioprotection dans les domaines industriel, médical et de la recherche, y compris par le suivi des sources de rayonnements ionisants utilisées dans ces domaines ;

6. D'organiser la veille permanente en matière de radioprotection, notamment la surveillance radiologique de l'environnement sur l'ensemble du territoire ;

7. De contrôler les rejets d'effluents gazeux et liquides et les déchets en provenance des installations nucléaires de base ;

Partie B - Article 7 : Cadre législatif et réglementaire

8. De proposer, coordonner et mettre en oeuvre la politique du Gouvernement en matière de réglementation et de contrôle de la gestion des déchets radioactifs ;

9. De recueillir toutes informations sur les travaux de recherche et développement menés dans le domaine de la sûreté nucléaire et de la radioprotection ;

10. De participer, en liaison avec les autres administrations compétentes, notamment les services chargés de la sécurité civile, à la définition et à la mise en oeuvre d'une organisation technique de crise en cas d'accident sur une installation nucléaire ou sur un transport de matières radioactives, ou plus généralement de tout accident de nature à porter atteinte à la santé des personnes par exposition aux rayonnements ionisants, survenant en France ou susceptible d'affecter le territoire français ;

11. De recueillir toutes informations dans le domaine de la sûreté nucléaire et de la radioprotection et sur les mesures prises dans ce domaine en France ou à l'étranger et de diffuser ces informations aux administrations concernées ;

12. De contribuer à l'information du public sur les sujets se rapportant à la sûreté nucléaire et à la radioprotection.

Les missions citées aux 3 et 5 ci-dessus sont exercées, s'il y a lieu, conjointement avec les agents de l'inspection du travail mentionnés aux articles L. 611-1, L. 611-4 et L. 611-6 du code du travail et les autres corps d'inspection et administrations compétents.

En liaison avec les services du ministre des affaires étrangères, la direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection prépare et propose, dans ses domaines de compétence, les positions françaises en vue des discussions internationales et communautaires.

Pour l'exercice de ses missions, elle peut entreprendre ou faire réaliser toutes études utiles.

IV. - La direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection assure le secrétariat du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires, de la commission interministérielle des installations nucléaires de base, de la commission interministérielle des radioéléments artificiels et de la section de la radioprotection du Conseil supérieur d'hygiène publique de France.

V. - En liaison avec les autres administrations compétentes, la direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection oriente, organise et contrôle, dans son domaine de compétence, l'activité des services déconcentrés de l'Etat concernés. Elle anime et coordonne leurs actions. Elle assure la prévision des moyens qui leur sont nécessaires.

Un projet de loi relatif à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire a été déposé au Parlement en 2002. Ce projet donne d'abord les définitions importantes et les grands principes à mettre en oeuvre concernant les activités nucléaires. Ces principes sont inscrits à des degrés divers dans la législation ou la réglementation actuelle : il s'agit des principes de responsabilité, de justification, d'optimisation, de limitation, de précaution et de participation. Par ailleurs, ce projet organise la transparence en matière nucléaire. Ensuite ce projet révisé le régime administratif des installations nucléaires, clarifie et renforce le système de contrôle et les sanctions applicables. Enfin ce projet crée un nouveau régime d'inspection spécialisé dans le domaine de la radioprotection.

Le cadre réglementaire relatif à la radioprotection, qui a été récemment mis à jour lors de la transposition des directives Euratom 96/29 et 97/43, est présenté avec la réglementation correspondante au chapitre 15.

7.2 La réglementation des installations nucléaires de base

Outre les réglementations d'application générale comme, par exemple, celle de la radioprotection décrite au chapitre 15, ou celles relatives au droit du travail et à la protection de la nature, les installations nucléaires de base (INB) sont soumises à deux types de réglementations particulières :

Partie B - Article 7: Cadre législatif et réglementaire

- les procédures d'autorisation ;
- les règles techniques.

Les équipements relevant de la réglementation des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) sont soumis à des procédures spécifiques lorsqu'ils sont situés dans le périmètre d'une INB.

7.2.1 Les procédures d'autorisation

La législation et la réglementation françaises interdisent l'exploitation d'une installation nucléaire sans autorisation. Dans ce cadre, les INB sont actuellement réglementées par le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 modifié pris pour l'application de la loi n° 61-842 du 2 août 1961 modifiée relative à la lutte contre les pollutions atmosphériques et les odeurs. Ce décret prévoit notamment une procédure d'autorisation de création suivie d'une série d'autorisations délivrées lors des principales étapes marquant la vie de ces installations : chargement en combustible ou mise en actif, mise en service, mise à l'arrêt définitif, démantèlement. Il permet en outre aux ministres chargés de la sûreté nucléaire de demander à tout moment à l'exploitant de procéder au réexamen de la sûreté de l'installation.

Les INB sont également soumises aux prescriptions du décret n° 95-540 du 4 mai 1995 pris pour l'application, d'une part de la loi du 2 août 1961 précitée, d'autre part de la loi n° 92-3 du 3 janvier 1992 modifiée sur l'eau (articles L.210-1 à L.217-1 du code de l'environnement). Ce décret fixe le régime d'autorisation des rejets d'effluents liquides et gazeux et des prélèvements d'eau de ces installations.

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. Celles-ci sont prévues principalement par les articles 12 et 13 du décret du 11 décembre 1963 précité en ce qui concerne l'autorisation de création, et par les articles 22 à 30 de la loi du 3 janvier 1992 sur l'eau (articles L.216-1 à L.216-13 du code de l'environnement) en ce qui concerne les rejets d'effluents et prélèvements d'eau.

L'application des différentes procédures d'autorisation s'échelonne depuis le choix des sites et la phase de conception jusqu'au démantèlement final. Les procédures sont présentées en détail dans les chapitres 17 à 19.

7.2.2 Les règles techniques

Une série hiérarchisée de textes fixe des règles et pratiques techniques en matière de sûreté nucléaire. Ils sont récapitulés ci-dessous, par ordre de détail croissant. Les premiers de ces textes, à statut réglementaire, sont assez généraux ; ils couvrent un large champ mais n'entrent pas, le plus souvent, dans les détails techniques. Les derniers, au contraire, portent sur des sujets traités avec précision. Ils ont une forme juridique plus souple.

7.2.2.1 La réglementation technique générale

La réglementation technique générale, fondée sur l'article 10 bis du décret du 11 décembre 1963 précité, traite actuellement de quatre sujets importants : les équipements sous pression, l'organisation de la qualité, les prélèvements et rejets des INB, les nuisances et risques externes résultant de l'exploitation des INB.

Les INB comprennent deux types d'équipements sous pression, d'une part ceux qui sont spécifiques du domaine nucléaire, c'est-à-dire ceux qui confinent des produits radioactifs, d'autre part ceux du domaine classique qui ne sont pas spécifiques des installations nucléaires.

Au cas particulier de la construction du circuit primaire principal des réacteurs à eau sous pression d'EDF s'applique l'arrêté ministériel du 26 février 1974 ; au cas particulier de la surveillance en

exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des mêmes réacteurs s'applique l'arrêté interministériel du 10 novembre 1999. C'est la DRIRE de Bourgogne (BCCN) qui est plus particulièrement chargée du contrôle de leur application.

Pour les autres équipements sous pression, s'applique la réglementation relative aux équipements sous pression de l'industrie classique. Pour ce qui est de la qualité, l'arrêté et la circulaire ministériels du 10 août 1984 précisent les règles générales d'assurance et d'organisation de la qualité que doivent suivre les exploitants aux trois stades de la conception, de la construction et de l'exploitation des INB.

Les prélèvements d'eau et rejets d'effluents des INB, soumis, en application du décret de procédure du 4 mai 1995 présenté ci-dessus, à autorisation délivrée conjointement par les ministres chargés de la santé, de l'industrie et de l'environnement, sont encadrés par des règles techniques faisant l'objet d'un arrêté signé par les mêmes ministres, le 26 novembre 1999 (J.O. du 5 janvier 2000). Ce texte, qui se substitue à plusieurs arrêtés de 1976, comporte des prescriptions portant notamment sur une réduction volontariste des prélèvements et rejets, un renforcement des moyens d'analyse et des contrôles exercés, l'information des services de l'Etat et du public. Sa mise en œuvre est explicitée par une circulaire interministérielle du 17 janvier 2002, notamment en ce qui concerne les objectifs visés et l'application de la nouvelle réglementation selon qu'il s'agit d'une demande initiale ou d'une modification.

Enfin, les ministres chargés de l'industrie et de l'environnement ont signé le 31 décembre 1999 un arrêté (publié au Journal officiel du 15 février 2000), fixant la réglementation technique générale destinée, hors prélèvements d'eau et rejets d'effluents, à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des INB. L'application progressive de ce texte permet de s'assurer que les préoccupations de protection de l'environnement sont bien prises en compte par les exploitants à un niveau comparable à celui requis pour les installations industrielles non nucléaires.

Le corpus actuel de la réglementation technique générale est appelé à évoluer, l'ASN s'attachant en effet à en élargir le champ d'application. Sont ainsi en préparation trois arrêtés relatifs aux réacteurs à eau sous pression : l'un, le plus avancé, concernant le combustible, le second traitant des règles générales d'exploitation, le troisième, à plus long terme, ayant pour ambition de réglementer la sûreté à la conception et les réexamens de sûreté. Enfin, un projet d'arrêté relatif aux équipements sous pression nucléaires est en cours d'élaboration.

7.2.2.2 Les règles fondamentales de sûreté

Sur divers sujets techniques, concernant aussi bien les REP que les autres INB, l'ASN émet des règles fondamentales de sûreté (RFS). Ce sont des recommandations qui définissent 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 règle fondamentale de sûreté s'il prouve que les moyens alternatifs qu'il propose permettent d'atteindre les objectifs qu'elle fixe.

Cette forme de texte, par sa souplesse, permet de faire évoluer les dispositions techniques en fonction du progrès des techniques et des connaissances.

Il existe actuellement une quarantaine de RFS et autres règles techniques émanant de l'ASN qui sont listées en annexe 2.

L'ASN poursuit la mise au point d'une RFS relative aux installations d'entreposage de courte ou de moyenne durée de déchets et d'effluents radioactifs ou de combustibles irradiés. De telles installations existent déjà ; leur exploitation est souvent prolongée et leur nombre croît régulièrement. Un premier projet a été élaboré en 2003 et transmis aux exploitants pour observations. Le texte tenant compte de leurs remarques devrait être présenté au Groupe permanent d'experts pour les déchets en 2004.

La RFS I.4.a sur l'incendie relative aux INB autres que les réacteurs électronucléaires a fait l'objet d'un réexamen commencé en 1999, qui a montré la nécessité de sa révision pour la rendre conforme à l'arrêté interministériel du 31 décembre 1999 précité.

7.2.2.3 Les codes et normes élaborés par l'industrie nucléaire française

Dans la pratique française en matière de sûreté nucléaire, l'exploitant présente l'ensemble des règles, codes et normes qu'il met en œuvre dans les différentes phases concernant les équipements importants pour la sûreté d'une installation (conception, réalisation, mise en service, exploitation).

Les codes RCC « Règles de conception et de construction » ont ainsi été rédigés par les industriels afin de couvrir, pour différentes familles de matériels (génie civil, matériels mécaniques, matériels électriques, combustibles...), les phases de conception, réalisation et mise en service. Certaines de ces règles sont rédigées et publiées par l'Association française pour les règles de conception, de construction et de surveillance en exploitation des matériels de chaudières électronucléaires (AFCEN), à laquelle participent notamment EDF et Framatome.

Les codes permettent de transposer concrètement les exigences de la réglementation technique générale tout en reflétant la bonne pratique industrielle.

L'élaboration de ces documents relève de la responsabilité des industriels et non de l'Autorité de sûreté. Celle-ci procède néanmoins à l'examen des RCC et de leurs révisions et peut en reconnaître l'acceptabilité globale à la date de l'édition concernée.

La nouvelle version du code RCC-E (Règles de Conception et de Construction des matériels Electriques des îlots nucléaires) a été approuvée par l'ASN en 2003. L'ASN a notamment vérifié que cette quatrième édition du code, remplaçant celle de 1993, est cohérente avec la règle fondamentale de sûreté II.4.1.a du 15 mai 2000, relative aux logiciels des systèmes électriques classés de sûreté des REP.

La publication en 2000 d'une nouvelle édition du code RCC-M (relatif aux matériels mécaniques) a conduit l'ASN à prendre le 10 juillet 2001 une décision (consultable sur son site Internet). Par cette décision, elle accepte l'application de la nouvelle édition du code, avec des réserves. En réponse à cette décision, l'AFCEN a publié le premier modificatif du code RCC-M en juin 2002. Ce modificatif initie également la mise en cohérence du code français avec le code européen ETC-M (EPR Code for Mechanical Components), dans le cadre du projet de réacteur EPR. En 2003, l'ASN a engagé le travail d'examen de ces modifications ; elle rendra ses conclusions en 2004.

Dans la continuité du code RCC-M, l'AFCEN a entrepris à partir de 1990 la rédaction d'un recueil des « Règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques » (RSEM), dont une première édition est parue en 1997. Sous l'impulsion de l'ASN, EDF a entrepris la mise en conformité de ce code avec l'arrêté interministériel du 10 novembre 1999, ce qui a donné lieu à la parution d'une nouvelle édition du RSEM. Cette nouvelle version a été acceptée par la DGSNR en juin 2002 et est en application sur l'ensemble des centrales nucléaires depuis janvier 2003. Les travaux de codification se poursuivent afin d'achever la mise en conformité du code avec l'arrêté du 10 novembre 1999, et donnent lieu à des discussions avec la DGSNR.

7.3 Le contrôle des installations nucléaires de base

Le contrôle par l'Autorité de sûreté nucléaire vise à vérifier que tout utilisateur de rayonnements ionisants exerce pleinement sa responsabilité et ses obligations au titre de la radioprotection. Dans le cas des INB, cette vérification est étendue à la sûreté nucléaire. Ce contrôle externe ne dispense pas l'utilisateur de rayonnements ionisants d'organiser son propre contrôle des activités qu'il mène.

Dans le cas particulier des INB, le contrôle de l'ASN s'exerce aussi bien par des inspections sur tout ou partie d'une installation que par l'examen des dossiers, documents et informations fournis par

l'exploitant. Ce contrôle s'applique à tous les stades de la vie des installations : conception, création, mise en service, exploitation, mise à l'arrêt définitif, démantèlement.

7.3.1 Le champ du contrôle

7.3.1.1 Le contrôle de la sûreté nucléaire

Dans son action de contrôle, l'ASN intervient sur l'ensemble des éléments qui concourent à la sûreté des installations. Elle est ainsi amenée à s'intéresser aussi bien aux équipements matériels qui constituent les installations qu'aux personnes chargées de les exploiter, aux méthodes de travail et à l'organisation.

Le champ du contrôle par l'ASN s'étend également à l'ensemble de la vie d'une installation nucléaire, depuis les premières phases de sa conception jusqu'à son démantèlement, et couvre sa construction, sa mise en service, son exploitation, ses modifications et sa mise à l'arrêt définitif.

Au stade de la conception et de la construction, l'ASN examine 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 réacteurs à eau sous pression.

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, 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.

Le respect du référentiel de sûreté par les exploitants nucléaires fait l'objet d'une surveillance par des actions régulières de contrôle. Celles-ci prennent notamment la forme d'inspections sur les sites nucléaires, mais aussi au besoin dans les services centraux des grands exploitants nucléaires ou chez leurs fournisseurs, afin de vérifier concrètement la mise en œuvre des dispositions de sûreté.

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.

Enfin, l'ASN est informée des événements imprévus intéressant la sûreté, tels que des défaillances de matériels ou des erreurs d'application des règles d'exploitation. L'ASN s'assure que l'exploitant a procédé à une analyse pertinente de l'événement et a pris les dispositions appropriées pour corriger la situation et en éviter le renouvellement.

L'ensemble des missions relatives au contrôle de la sûreté nucléaire est réparti au sein de l'ASN entre la Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DGSNR) et ses Divisions régionales (DSNR) implantées dans les Directions régionales de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE). Les DSNR sont chargées du contrôle au plus près du terrain : en contact permanent avec les exploitants nucléaires, elles pilotent la majorité des inspections réalisées sur les sites nucléaires et contrôlent pas à pas, pour les réacteurs à eau sous pression, le déroulement des arrêts pour maintenance et rechargement en combustible à l'issue desquels l'ASN aura à se prononcer sur le redémarrage des installations. Les DSNR sont également amenées à instruire certaines demandes d'autorisation et de dérogation et à procéder au premier examen des déclarations d'incidents. La DGSNR assure la coordination et le pilotage des DSNR dans ces domaines, traite les affaires d'importance nationale, définit et met en œuvre la politique nationale de sûreté nucléaire.

7.3.1.2 Le contrôle de la radioprotection

Le contrôle de l'application des règles de radioprotection relève depuis le 22 février 2002 de la DGSNR, placée à cette fin sous l'autorité du ministre chargé de la santé.

Ainsi, 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 de la vie 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 La qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des INB

L'arrêté du 10 août 1984 sur la qualité donne un cadre général aux dispositions que l'exploitant de toute installation nucléaire de base doit prendre pour concevoir, obtenir et maintenir une qualité de son installation et des conditions de son exploitation, nécessaire pour en assurer la sûreté.

L'arrêté vise en premier lieu à ce que l'exploitant précise la qualité recherchée au moyen d'exigences définies, puis l'obtienne par des compétences et des méthodes appropriées, et enfin la garantisse en contrôlant le bon respect des exigences.

L'arrêté qualité demande également que :

- les écarts et incidents détectés soient corrigés avec rigueur et 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.

Le retour d'expérience des incidents et accidents survenant sur les installations nucléaires ainsi que des constats d'inspection permet à l'ASN d'apprécier, par l'analyse des dysfonctionnements intervenus, l'application de l'arrêté qualité.

7.3.1.4 Les appareils à pression

7.3.1.4.1 La situation actuelle

De nombreux circuits des installations nucléaires contiennent ou véhiculent des fluides sous pression, et sont soumis à ce titre à la réglementation des équipements sous pression.

Au niveau de l'administration centrale, le contrôle de l'application de la réglementation ressortit à l'ASN pour les équipements sous pression nucléaires, et à la Direction de l'action régionale et de la petite et moyenne industrie (DARPMI) pour les autres équipements sous pression.

Parmi les équipements sous pression des INB entrant dans le champ d'action de l'ASN, les circuits primaires et secondaires principaux des 58 réacteurs à eau sous pression 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. Celui-ci se fonde :

Partie B - Article 7 : Cadre législatif et réglementaire

- pour la phase de conception et de construction, sur l'arrêté du 26 février 1974 pour le circuit primaire principal (CPP) et sur la règle fondamentale de sûreté II.3.8 datant de 1990 pour les circuits secondaires principaux (CSP) ;
- pour la phase d'exploitation, sur l'arrêté du 10 novembre 1999 qui rassemble les exigences relatives à ces deux types de circuits.

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

7.3.1.4.2 Les évolutions en cours

Le contexte réglementaire des équipements sous pression est encore en cours d'évolution dans le cadre de la transposition de la directive européenne « équipements sous pression » du 29 mai 1997.

Le décret du 13 décembre 1999, qui transpose cette directive en droit français, remplace ainsi le décret du 2 avril 1926 pour les appareils à pression de vapeur et le décret du 18 janvier 1943 pour les appareils à pression de gaz. Il est plus particulièrement destiné aux appareils du domaine classique, par opposition au domaine nucléaire.

La mise à jour de la réglementation du domaine nucléaire a cependant été lancée afin de tenir compte de ces changements dans le domaine classique et d'intégrer le retour d'expérience.

La première étape a été la parution de l'arrêté du 10 novembre 1999 qui réglemente la surveillance en exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs à eau sous pression. Ce texte clarifie la responsabilité de l'exploitant, les modalités de l'intervention de l'ASN, et présente des dispositions nouvelles et importantes telles que la qualification des méthodes d'exams non destructifs, la requalification des circuits secondaires principaux ou la constitution de dossiers de référence pour chaque réacteur concernant aussi bien les études de conception que les programmes de suivi en service ou encore le suivi du vieillissement. L'arrêté du 10 novembre 1999 abroge en partie l'arrêté du 26 février 1974 et la RFS II.3.8.

La deuxième étape, aujourd'hui en cours, consiste à :

- réglementer tous les autres équipements sous pression nucléaires des INB qui ne sont pas couverts par la directive européenne. Il s'agit des équipements sous pression "spécialement conçus pour des applications nucléaires, dont la défaillance peut conduire à des émissions radioactives". L'année 2003 a été consacrée à la définition d'exigences graduées afin d'aboutir à un projet d'arrêté qui fait l'objet de consultations auprès des industriels et des organismes intéressés ;
- mettre à jour les prescriptions réglementaires relatives à la construction des circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs à eau sous pression. Les règles techniques approuvées par la Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression en octobre 1999 ont été notifiées aux industriels concernés comme référentiel de réalisation aussi bien pour d'éventuelles constructions futures que pour les pièces de rechange importantes. Ces exigences constituent la base de la réglementation de la construction. Elles sont à ce jour intégrées au projet d'arrêté cité ci-dessus et remplaceront à terme les chapitres applicables de l'arrêté du 26 février 1974 et la RFS II.3.8.

7.3.1.5 La protection de l'environnement

La prévention et la limitation des nuisances et des risques pour l'environnement résultant de l'exploitation des INB sont assurées par l'application :

- du décret du 11 décembre 1963 relatif aux INB, précisé par son arrêté d'application du 31 décembre 1999 qui fixe les prescriptions générales concernant la prévention des risques et des

Partie B - Article 7: Cadre législatif et réglementaire

nuisances pour l'environnement (notamment des pollutions accidentelles), ainsi que la gestion des déchets dans les INB ;

- de la législation des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE), pour celles comprises dans le périmètre des INB ;
- du décret du 4 mai 1995 relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des INB, précisé par son arrêté d'application du 26 novembre 1999 et la circulaire du 20 janvier 2002.

D'une manière générale, la politique menée par l'ASN en matière de protection de l'environnement tend à se rapprocher de celle appliquée aux activités industrielles classiques. A titre d'exemple, 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, impose de fixer des limites de rejets d'une INB sur la base de l'emploi des meilleures technologies disponibles à un coût économiquement acceptable, en tenant compte des caractéristiques particulières de l'environnement du site. Cette approche conduit à préciser et à renforcer les limites concernant les rejets de substances chimiques, ainsi qu'à diminuer les limites autorisées pour le rejet des substances radioactives. Les arrêtés de renouvellement d'autorisation de rejets accordés depuis celui de la centrale nucléaire de Saint-Laurent (2 février 1999) illustrent cette démarche.

Il est à noter que l'ASN exerce désormais le contrôle des rejets d'effluents radioactifs liquides et gazeux des INB qui était exercé antérieurement par l'OPRI.

En accompagnement de cette démarche, l'ASN a développé depuis plusieurs années les inspections sur le thème de la gestion des effluents et des déchets, et de la mise en œuvre des règles applicables aux ICPE. Cette action se renforce grâce aux modalités d'inspections avec prélèvements qui sont en vigueur depuis le 1^{er} janvier 2000.

7.3.1.6 Les conditions de travail dans les INB

Le contrôle de la réglementation relative à l'hygiène et à la sécurité du travail relève, dans les INB comme dans toute entreprise, des agents en charge de l'inspection du travail. Dans le cas des centrales nucléaires d'EDF, le contrôle est effectué par des agents des DRIRE sous l'autorité de la Direction de la demande et des marchés énergétiques (DIDEME) au ministère de l'économie, des finances et de l'industrie, par délégation du ministère chargé du travail. En DRIRE, les agents qui effectuent cette activité peuvent également être des inspecteurs des INB des DSNR.

Les actions en matière de contrôle de sûreté nucléaire, de radioprotection et d'inspection du travail ont des préoccupations communes, notamment l'organisation des chantiers ou les conditions de recours à la sous-traitance. L'ASN, la DIDEME et les inspecteurs du travail s'attachent donc à coordonner leurs actions respectives.

Enfin, les échanges avec les inspecteurs du travail peuvent également constituer 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

Les modalités du contrôle de l'ASN sont multiples. Ce contrôle est principalement constitué par :

- des inspections sur site ;
- des inspections de chantier lors des arrêts pour maintenance des réacteurs de puissance ;
- des réunions techniques sur site avec les exploitants d'INB ou les constructeurs de matériels utilisés dans les installations ;

- l'examen de documents justificatifs produits par les exploitants.

7.3.2.1 L'inspection

7.3.2.1.1 Les principes et les objectifs

L'inspection par l'ASN consiste à vérifier que l'exploitant respecte bien les dispositions qu'il est tenu d'appliquer sur le plan de la sûreté et de la radioprotection. Sans avoir un caractère systématique et exhaustif, elle a pour objectif de permettre de détecter les écarts ou anomalies ponctuels, ainsi que les dérives révélatrices d'une dégradation éventuelle de la sûreté des installations.

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

- des anomalies concernant la sûreté ou la radioprotection de l'installation ou des points relatifs à la sûreté 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, aussi bien dans le domaine de la sûreté et de la radioprotection que dans les domaines connexes contrôlés par l'ASN (gestion des déchets, rejets d'effluents, installations classées pour la protection de l'environnement).

Un programme d'inspections est établi annuellement par l'ASN. Il tient compte des inspections déjà effectuées, de la connaissance des installations par l'ASN et de l'état d'avancement des sujets techniques en discussion entre l'ASN et les exploitants. Il est élaboré en concertation entre la DGSNR, les DSNR et l'IRSN, selon une approche méthodique permettant le choix de thèmes nationaux prioritaires et une répartition adéquate entre sites. Ce programme n'est pas connu des exploitants d'installations nucléaires.

Les inspections sont soit annoncées à l'exploitant quelques semaines avant la visite, soit inopinées.

Elles se déroulent principalement sur les sites nucléaires, mais aussi dans les bureaux des services techniques des exploitants, les ateliers ou bureaux d'études des sous-traitants, ainsi que sur les chantiers de construction ou dans les usines ou ateliers de fabrication des différents composants importants pour la sûreté. Même lorsque l'inspection ne se fait pas sur le site nucléaire, c'est l'exploitant de l'INB qui rend compte des résultats, en particulier quant à la qualité des prestations et la surveillance qu'il exerce chez son sous-traitant ou son fournisseur.

Les inspections sont généralement réalisées par deux inspecteurs, l'un d'eux en assurant plus particulièrement le pilotage, avec l'appui d'un représentant de l'IRSN spécialiste de l'installation visitée ou du thème technique de l'inspection.

Les inspecteurs des INB sont des ingénieurs de l'ASN, nommés parmi les inspecteurs des installations classées pour la protection de l'environnement par arrêté conjoint des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie. Ils exercent leur activité de contrôle sous l'autorité du directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection. Les inspecteurs prêtent serment et sont astreints au secret professionnel.

7.3.2.1.2 La pratique de l'inspection en 2003

L'ASN met en oeuvre six types d'inspections :

- les inspections courantes ;
- les inspections renforcées, sur des thèmes présentant des difficultés techniques particulières et normalement pilotées par des inspecteurs confirmés ;

Partie B - Article 7: Cadre législatif et réglementaire

- 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 sur des sujets préalablement identifiés ;
- les inspections avec prélèvements et mesures, qui permettent d'assurer sur les rejets un contrôle par sondage indépendant de l'exploitant ;
- les inspections réactives, menées à la suite d'un incident ou d'un événement particulièrement significatif ;
- les inspections de chantier, qui permettent d'assurer une présence importante de l'ASN sur les sites à l'occasion des arrêts de tranche des REP.

Par ailleurs, l'ASN a mis en place un système de qualification des inspecteurs tenant compte de leur expérience et de leur formation ; ce système permet de confier le pilotage des inspections les plus complexes à des inspecteurs confirmés.

Au 31 décembre 2003, le nombre des inspecteurs des INB en poste était de 143 dont 76 en DSNR, 67 à la DGSNR, 1 mis à disposition de l'Autorité de sûreté du Royaume-Uni.

L'ASN réalise annuellement environ 650 inspections ; la moitié environ concerne les réacteurs de puissance et l'autre moitié les autres installations. Le nombre d'inspections inopinées a progressé ces dernières années pour atteindre 25 %, comme le montre le tableau ci-après.

Nombre d'inspections réalisées par l'ASN

Année	total	réacteurs	autres installations	Dont inspections inopinées
1998	674	350	324	68
1999	667	326	341	87
2000	678	360	318	118
2001	653	383	270	129
2002	659	338	321	158
2003	670	343	327	176

Parmi les thèmes traités en 2003, on notera les suivants, dont certains présentaient un caractère prioritaire pour l'année et feront l'objet d'une synthèse :

- Radioprotection, interventions 9 inspections
- Contrôle-commande et automatismes 13 inspections
- Système d'autorisations internes CEA 4 inspections
- Management de la sûreté 15 inspections
- Management de la radioprotection (ALARA) 16 inspections
- Maintenance en exploitation 17 inspections
- application de l'arrêté CPP/CSP du 10/11/1999 17 inspections
- Incendie 46 inspections

7.3.2.2 La surveillance en arrêt de tranche des réacteurs à eau sous pression

Les arrêts de tranche pour remplacer le combustible usé sont mis à profit par EDF pour visiter l'ensemble des installations et vérifier leur état en réalisant des opérations de contrôle. Ces opérations,

particulièrement importantes pour la connaissance de l'état des installations, sont suivies avec attention par l'ASN, notamment lors des « inspections de chantier » au cours desquelles les inspecteurs vont, par sondage, examiner les conditions de réalisation des différents chantiers en cours, qu'il s'agisse de remise en état ou de modification des installations, de contrôle en service des équipements ou d'essais périodiques des matériels.

7.3.2.3 Le contrôle des équipements sous pression

Au sein de l'ASN, la cinquième sous-direction (BCCN) est chargée de veiller à l'application de la réglementation concernant le circuit primaire principal et les circuits secondaires principaux des réacteurs à eau sous pression ainsi que de tous les équipements sous pression du domaine nucléaire.

Elle exerce directement le contrôle de la construction (conception et fabrication) des circuits primaires et secondaires principaux. Le contrôle de l'exploitation des CPP et CSP ainsi que celui des autres équipements sous pression relève de la responsabilité de la DSNR territorialement compétente.

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

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

7.3.2.4.1 Les principaux domaines concernés

LES INCIDENTS SIGNIFICATIFS

L'ASN a défini, pour toutes les INB, une catégorie d'événements imprévus appelés « incidents significatifs », suffisamment importants du point de vue de la sûreté nucléaire pour justifier qu'elle en soit rapidement informée, puis reçoive ultérieurement un rapport plus complet faisant part des conclusions que les exploitants tirent de l'analyse des incidents et des mesures qu'ils prennent pour améliorer la sûreté. Il s'agit par exemple de sorties du domaine normal d'exploitation des installations, de dysfonctionnements de certains systèmes de sûreté ou de rejets radioactifs non programmés.

Les DSNR sont chargées de l'instruction immédiate des incidents significatifs sur toutes les installations nucléaires de base, pour vérifier la mise en œuvre des dispositions correctives et préparer s'il y a lieu l'information publique nécessaire. La DGSNR assure la coordination de l'action des DSNR dans ce domaine, et dispense chaque année une formation aux ingénieurs concernés.

L'instruction d'un incident significatif par la DSNR porte sur le respect des règles en vigueur en matière de détection et de déclaration des incidents 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'incidents significatifs fournis par l'exploitant.

Un examen différé du retour d'expérience des anomalies et incidents est effectué par l'ASN et ses appuis techniques, notamment l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN). Les informations provenant des DSNR et l'analyse des comptes rendus d'incidents significatifs et des bilans périodiques transmis par les exploitants constituent la base de l'organisation en matière de retour d'expérience de l'ASN. Ce retour d'expérience est pris en compte notamment lors des réexamens périodiques de la sûreté des installations, et peut se traduire par des demandes d'amélioration de l'état des installations et de l'organisation adoptée par l'exploitant.

LES ARRETS PROGRAMMES DES REACTEURS DE PUISSANCE

Les réacteurs de puissance sont arrêtés périodiquement pour qu'il soit procédé à leur rechargement en combustible et à l'entretien de leurs principaux équipements.

Partie B - Article 7: Cadre législatif et réglementaire

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 consistante de la part de l'exploitant. Cette information concerne principalement le programme des interventions et les anomalies survenant pendant l'arrêt.

L'approbation du programme d'arrêt a été confiée aux DSNR dès 1985. Le redémarrage d'un réacteur est soumis à l'approbation du DGSNR sur proposition de la DSNR compétente.

LES AUTRES INFORMATIONS PRESENTÉES 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 réacteurs à eau sous pression, les relations avec les prestataires, etc.

7.3.2.4.2 L'expertise des informations fournies

Bon nombre des dossiers fournis par l'exploitant de l'INB ont pour but de démontrer que les objectifs fixés par la réglementation technique générale, ou ceux que l'exploitant 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, dont le principal est l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (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.

La manière dont l'ASN requiert l'avis d'un appui technique et, le cas échéant, d'un Groupe permanent, est décrite au chapitre 8. Pour les affaires les plus importantes, l'ASN demande l'avis du Groupe permanent d'experts compétent devant qui l'IRSN présente ses analyses ; pour les autres affaires, les analyses de sûreté font l'objet d'avis transmis directement à l'ASN par l'IRSN.

7.3.3 Les décisions et mises en demeure de l'Autorité de sûreté

7.3.3.1 Cadre général

Les décisions que l'ASN prend, ou propose aux ministres de prendre, résultent d'un examen technique des éléments d'information et d'expertise disponibles. Il ne suffit pas que ces décisions soient pertinentes au plan technique, il faut également qu'elles soient compréhensibles pour les interlocuteurs de l'ASN : élus, médias, associations, Autorités de sûreté étrangères, etc.

Le dialogue technique entre ASN et exploitant tient une grande place dans l'élaboration des décisions de l'ASN. Ceci ne signifie pas que le consensus doit être cherché à tout prix, mais que les arguments doivent être développés jusqu'à leur terme. Lorsque tous les arguments ont été échangés, le pouvoir réglementaire s'impose.

Parmi les actions susceptibles d'être engagées, on peut citer les suivantes :

- octroi ou refus des autorisations demandées ;
- demandes d'informations ou d'engagements complémentaires de la part de l'exploitant ;
- demandes de réalisation de certains travaux ou de certains contrôles ;
- arrêt, partiel ou total, temporaire ou définitif, de l'installation ;

Partie B - Article 7 : Cadre législatif et réglementaire

- transmission d'un procès-verbal au procureur de la République.

Il convient d'insister sur le pouvoir qu'a l'ASN d'interrompre, pour des raisons de sûreté, le fonctionnement d'une installation. Il ne s'agit pas d'une pratique fréquente, mais cette capacité d'arrêter une installation est un élément fondamental de l'efficacité de l'ASN. Ainsi, chaque année, plusieurs arrêts pour entretien et rechargement en combustible des réacteurs à eau sous pression sont prolongés du fait de contrôles ou justifications complémentaires demandés par l'ASN.

L'application des décisions et des demandes de l'ASN donne lieu à des contrôles, notamment par des inspections.

7.3.3.2 Formalisation des décisions de l'ASN et des mises en demeure

Afin d'améliorer la lisibilité de son action, l'ASN a mis en place un système formalisé pour les décisions et les mises en demeure. Les décisions de l'ASN sont des positions auxquelles elle attache une importance particulière et qui ont vocation à être rendues publiques. En 2003, on peut citer, à titre d'exemple, la décision du 7 janvier 2003 relative à l'autorisation de remontée en puissance du réacteur Phénix à Marcoule.

Les mises en demeure sont des injonctions adressées aux exploitants et résultent notamment du non-respect :

- d'un texte réglementaire général ;
- d'un texte particulier à une installation ;
- d'une décision ;
- d'un engagement pris auprès de l'ASN.

Elles ont pour objet d'enjoindre solennellement aux exploitants de se mettre en conformité vis-à-vis des documents précités dans un délai réaliste fixé par l'ASN. Si les exploitants n'obtempèrent pas, ils encourent des sanctions dont la nature est précisée dans la mise en demeure.

Les décisions et les mises en demeure sont rendues publiques, notamment par une mise en ligne sur le site Internet de l'ASN (www.asn.gouv.fr). Dans la mesure où un site particulier est concerné, la Commission locale d'information en est informée.

8. Article 8 : Organisme de réglementation

1. 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.

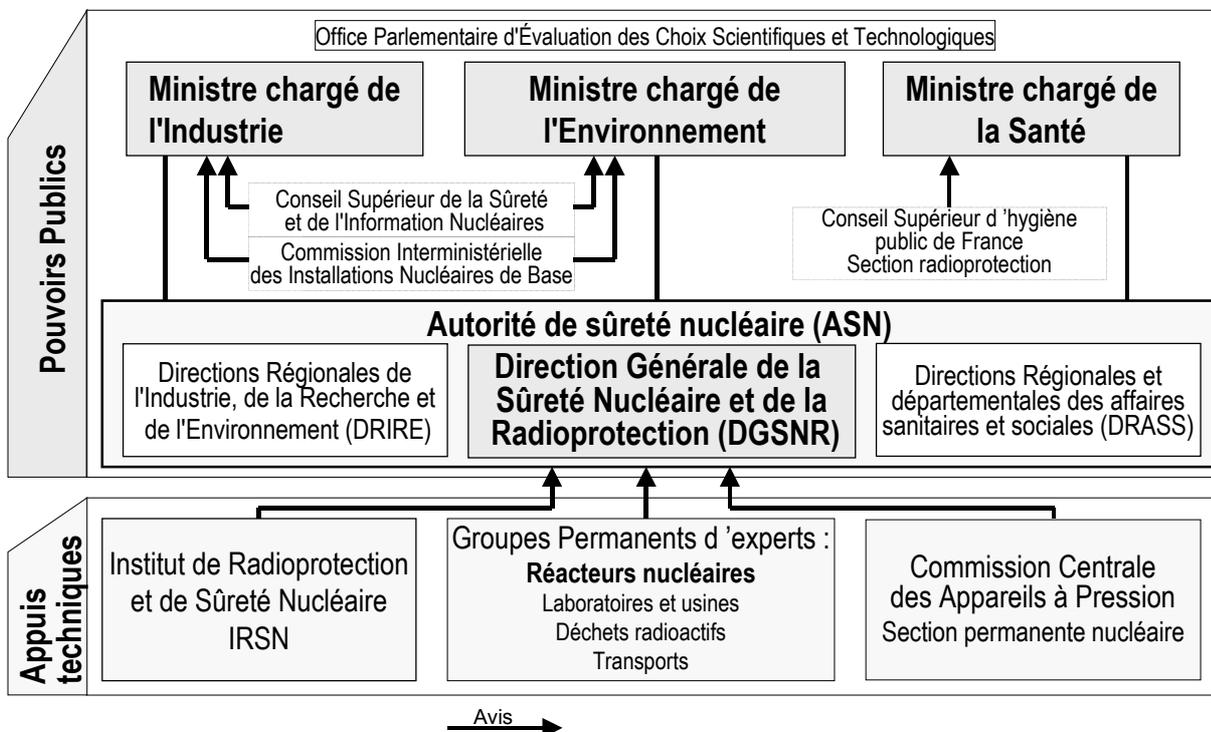
2. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour assurer une séparation effective des fonctions de l'organisme de réglementation et de celles de tout autre organisme ou organisation chargé de la promotion ou de l'utilisation de l'énergie nucléaire.

8.1 L'Autorité de sûreté nucléaire (ASN)

Au sein des pouvoirs publics, la responsabilité du contrôle de la sûreté des installations nucléaires et des transports de matières radioactives incombe aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, et celle du contrôle de la radioprotection au ministre chargé de la santé.

Le décret n° 2002-255 du 22 février 2002 modifiant le décret n° 93-1272 du 1er décembre 1993 et créant la Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DGSNR) confie à cette dernière, sous l'autorité des ministres précités, la responsabilité de la définition et de la mise en œuvre de la politique en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection.

Ce double rattachement garantit l'indépendance de l'Autorité de sûreté nucléaire par rapport à la Direction générale de l'énergie et des matières premières, chargée de la promotion de l'énergie nucléaire, qui dépend exclusivement quant à elle du ministre chargé de l'industrie. L'organisation de l'Autorité de sûreté décrite dans ce chapitre est illustrée par le schéma ci-dessous.



L'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) se compose d'une direction d'administration centrale, la Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DGSNR), et de services déconcentrés de l'Etat.

Partie B - Article 8 : Organisme de réglementation

Dans l'exercice de ses missions, l'ASN recourt à l'expertise d'appuis techniques extérieurs, notamment de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), et sollicite les avis et recommandations de groupes d'experts.

8.1.1 La Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection

Ses principales missions sont les suivantes :

- élaborer et contrôler l'application de la réglementation technique générale relative à la sûreté des installations nucléaires de base ;
- élaborer et mettre en œuvre, en liaison avec les autres administrations compétentes, toutes mesures destinées à prévenir ou limiter les risques sanitaires liés à l'exposition aux rayonnements ionisants ;
- mener les procédures d'autorisation relatives aux INB (autorisation de création, de mise en service, de rejets, etc.) ;
- organiser et animer la surveillance de ces installations par les inspecteurs des INB ;
- organiser et animer les inspections en matière de radioprotection dans les domaines industriel, médical et de la recherche ;
- assurer le suivi des sources de rayonnements ionisants ;
- assurer le contrôle du transport des matières radioactives et fissiles à usage civil ;
- organiser la surveillance radiologique de l'environnement sur l'ensemble du territoire ;
- préparer et mettre en œuvre la réglementation relative au contrôle de la gestion des déchets radioactifs ;
- préparer la mise en place d'une organisation de crise en cas d'incident ou d'accident pouvant porter atteinte à la santé des personnes par exposition aux rayonnements ionisants ;
- organiser l'information du public et des médias sur les sujets se rapportant à la sûreté nucléaire et à la radioprotection ;
- participer aux activités des organismes internationaux et développer des relations bilatérales avec les Autorités de sûreté nucléaire et de radioprotection étrangères.

La DGSNR recueille également toute information sur les travaux de recherche et de développement menés dans le domaine de la sûreté nucléaire et de la radioprotection.

8.1.2 Les Services déconcentrés

Avant la réforme de 2002 la DSIN organisait, orientait, animait et contrôlait l'activité des Divisions des installations nucléaires (DIN) des Directions régionales de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) pour le contrôle des installations nucléaires de base (INB), tandis que la Direction générale de la Santé s'appuyait en partie sur les Directions régionales et départementales des affaires sanitaires et sociales (DRASS et DDASS) pour le contrôle de la radioprotection.

En 2003, la DGSNR a continué de s'appuyer sur ces services déconcentrés dans les mêmes conditions. Parallèlement, deux exercices prospectifs ont été menés, dont les conclusions vont pouvoir être mises en œuvre en 2004 :

- une mission de repérage en régions Rhône-Alpes et Basse Normandie, qui a permis d'enrichir la réflexion sur les priorités, les modalités, les outils de l'organisation du contrôle de la radioprotection en dehors des INB ;
- un groupe de travail associant DRASS, DDASS et DRIRE, qui a permis de préciser la répartition des missions et les modalités de coordination entre ces différents services, dans l'avenir.

8.1.2.1 Les Divisions de la sûreté nucléaire et de la radioprotection des Directions régionales de l'industrie, de la recherche et de l'environnement

Les Divisions de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DSNR) qui ont succédé aux DIN exercent leurs activités sous l'autorité des DRIRE dans une zone géographique constituée d'une ou plusieurs régions administratives.

Les DSNR participent à l'instruction des demandes d'autorisations déposées par les exploitants des INB implantées dans leur zone géographique :

- création, modification ou mise à l'arrêt des INB ;
- prélèvements d'eau et rejets d'effluents des INB ;
- dérogations aux règles générales d'exploitation.

Le pilotage de l'instruction de ces demandes reste du ressort de la DGSNR et la délivrance des autorisations du ressort du Gouvernement ou des ministres.

Les DSNR participent également au contrôle des installations nucléaires de base et des transports de matières radioactives par :

- des inspections ;
- l'examen des incidents et accidents ;
- le contrôle des arrêts de tranche.

Ce contrôle vise non seulement la réglementation relative à la sûreté nucléaire propre aux INB mais aussi la réglementation relative à la radioprotection, aux prélèvements d'eau et rejets d'effluents, aux installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) et aux équipements sous pression (ESP).

En cas de situation d'urgence, les DSNR ont un double rôle, d'appui au préfet de département, responsable de la protection des populations, et de surveillance sur le site. Dans le cadre de la préparation de ces situations, elles participent à l'élaboration des plans d'urgence établis par les préfets et aux exercices périodiques de crise.

Enfin les DSNR participent à l'information du public sur la sûreté nucléaire et la radioprotection des INB par leur contribution aux publications de l'ASN, à son site Internet et à sa revue "Contrôle", par leur participation aux Commissions locales d'information et par leurs relations avec les associations et médias locaux.

8.1.2.2 Les Directions régionales et départementales de l'action sanitaire et sociale

Les DRASS et DDASS exercent leurs activités dans une zone géographique donnée, département ou région administrative. Les DRASS et DDASS participent au contrôle de la radioprotection à la fois dans l'environnement et en milieu hospitalier :

- surveillance radiologique des eaux potables ;
- surveillance du radon dans les établissements recevant du public et dans l'habitat ;
- contrôle de la gestion des déchets et effluents des établissements de soins.

Les DRASS et DDASS participent également à la préparation et à la gestion des situations d'urgence radiologiques, notamment au travers de :

- l'appui au préfet en cas d'incident ou d'accident ;
- la contribution à l'élaboration des plans d'urgence établis par les préfets ;
- la constitution des stocks de comprimés d'iode et leur distribution ;
- la participation aux exercices périodiques de crise.

Partie B - Article 8 : Organisme de réglementation

A partir de 2004, partant des conclusions du groupe de travail DDASS-DRASS-DRIRE, cité plus haut, l'action de ces services sera maintenue voire développée sur les sujets relatifs à la santé et à l'environnement (eaux potables, radon, impact sanitaire des installations, surveillance de l'environnement...), et réduite en matière de contrôle de la radioprotection dans les installations médicales.

8.1.3 Moyens et gestion des ressources humaines

8.1.3.1 Moyens

Moyens humains

Au 31 décembre 2003, l'effectif global de l'ASN s'élevait à 312 personnes, réparties entre la DGSNR et les DSNR des DRIRE. Cet effectif se décompose de la manière suivante :

- 207 agents fonctionnaires affectés à l'ASN ;
- 4 agents mis à disposition par le ministère en charge de l'Équipement ou par l'Assistance publique-Hôpitaux de Paris (AP-HP) ;
- 11 agents contractuels ;
- 90 agents mis à disposition par le CEA et l'IRSN dans le cadre d'une convention signée avec chacune de ces deux entités (voir ci-dessous "Moyens financiers").

Environ 80 % des agents de l'ASN sont des cadres, en majorité appartenant aux corps techniques de l'État (ingénieurs des mines, ingénieurs des ponts et chaussées, ingénieurs de l'industrie et des mines, ingénieurs des travaux publics de l'État, médecin-inspecteurs de santé publique, ingénieurs du génie sanitaire) possédant souvent une expérience préalable des activités de contrôle (dans le domaine nucléaire ou dans d'autres domaines), des personnels mis à disposition par le CEA ou par l'IRSN qui ont une expérience des activités nucléaires ou radiologiques, ainsi que des ingénieurs contractuels spécialisés en radioprotection.

Dans le cadre des échanges d'inspecteurs avec les Autorités de sûreté nucléaire à l'étranger, un ingénieur de l'ASN est actuellement en poste au Nuclear Installations Inspectorate (NII) du Health and Safety Executive (HSE) en Grande-Bretagne depuis septembre 2002. Par ailleurs, un ingénieur espagnol du Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) et un ingénieur du NII ont été mis à disposition de l'ASN, respectivement depuis septembre 2002 et durant l'année 2003.

Moyens financiers

Depuis 2000, l'ensemble des moyens en personnel et en fonctionnement concourant à l'exercice des missions confiées à l'Autorité de sûreté nucléaire proviennent du budget général de l'État.

Le budget 2003 de l'ASN s'élève à 30,8 M€. Il comprend la rémunération des personnels fonctionnaires (12,5 M€) et mis à disposition de l'ASN par le CEA, l'IRSN ou l'AP-HP (10,5 M€), les frais de fonctionnement (6,6 M€), ainsi que les travaux et analyses de sûreté, études et expertises confiés à des experts extérieurs (1,2 M€). Il faut y ajouter un montant de 54,1 M€ correspondant aux travaux d'expertise réalisés par l'IRSN pour l'ASN.

Par ailleurs, l'ASN est chargée, pour le compte de l'État, d'émettre les avertissements permettant de collecter les taxes annuelles auprès des exploitants d'INB.

Régies par l'article 43 de la loi de finances pour 2000, ces taxes sont versées au budget général de l'État. Leur produit, pour 2003, s'élève à 213,1 M€. La répartition des contributions est indiquée dans le tableau ci-après :

EXPLOITANT	TAXE INB (euros)
EDF	174 191 000
COGEMA	18 586 000
CEA	8 666 000
ANDRA	6 403 000
EURODIF	1 830 000
FBFC	1 830 000
AUTRES	1 399 000
TOTAL	213 105 000

8.1.3.2 Gestion des ressources humaines

Formation des agents

La formation initiale et continue est un élément fondamental du professionnalisme de l'Autorité de sûreté nucléaire. Le dispositif retenu repose de manière complémentaire sur la formation aux techniques du nucléaire, sur la formation générale et sur la formation à la communication.

L'une des bases de la gestion des niveaux de qualification au sein de l'ASN est un cursus formalisé de formation technique des agents. Ce cursus de formation comprend quatre catégories d'actions de formation selon les fonctions occupées au sein de l'ASN :

- formation d'inspecteur : il s'agit du cursus de formation nécessaire au passage du statut d'inspecteur stagiaire à la qualification d'inspecteur. La délivrance de la carte d'inspecteur des INB est liée à cette qualification d'inspecteur ;
- formation de base 1ère année : ce type de formation n'est pas un préalable indispensable au passage du statut d'inspecteur stagiaire à la qualification d'inspecteur, mais il convient d'en suivre les différentes composantes dès qu'une session disponible se présente ;
- formation d'inspecteur confirmé : il s'agit du cursus de formation nécessaire au passage de la qualification d'inspecteur à celle d'inspecteur confirmé. La " formation d'inspecteur confirmé " implique d'avoir suivi auparavant les actions de formation des catégories précédentes " formation d'inspecteur " et " formation de base 1ère année " ;
- formation de perfectionnement : ce type de formation n'est pas un préalable indispensable au passage comme inspecteur confirmé. Il s'agit d'actions de formation qui peuvent être suivies par l'agent, à sa demande ou à celle de sa hiérarchie, selon les sujets spécifiques qu'il a en charge.

En 2003, 2061 jours de formation technique ont été dispensés à des agents de l'ASN. Le coût financier des stages assurés par des organismes autres que l'ASN ou son appui technique l'IRSN s'est élevé à 500 000 €.

Qualification des inspecteurs

Depuis 1997, l'ASN a engagé une démarche de qualification de ses inspecteurs reposant sur la reconnaissance de leur compétence technique. Sa mise en œuvre s'est accompagnée de la création, le 25 avril 1997, d'une Commission d'habilitation auprès de l'ASN. Il s'agit d'une commission consultative et majoritairement composée de personnes n'appartenant pas à l'ASN, qui a pour vocation de se prononcer sur l'ensemble du dispositif de qualification. Elle examine les cursus de formation et les référentiels de qualification applicables aux différentes unités de l'ASN. Ces référentiels comportent notamment la définition des niveaux de qualification (inspecteur et inspecteur confirmé), la description des tâches correspondantes et les règles de passage à ces niveaux.

Au vu de ces référentiels, la Commission d'habilitation procède aux auditions d'inspecteurs présentés par leur hiérarchie. Elle propose des nominations comme inspecteur confirmé au DGSNR qui en décide.

Au 31 décembre 2003, le nombre d'inspecteurs confirmés en activité au sein de l'ASN s'élève à 35.

Partie B - Article 8 : Organisme de réglementation

En outre il faut noter que les inspecteurs de l'ASN sont le plus souvent assistés dans leurs inspections par des experts techniques de l'IRSN qui ont une longue expérience (10 à 30 ans) en sûreté nucléaire.

Enfin il faut mentionner qu'en France il n'y a pas d'inspecteurs résidents. Tous les inspecteurs sont basés dans les locaux de l'ASN (administration centrale ou régionale) et se déplacent pour chaque inspection. Ils bénéficient donc en permanence de leurs échanges avec les autres inspecteurs ou ingénieurs de l'ASN.

La qualité interne

Pour garantir et améliorer la qualité et l'efficacité de son action, l'ASN définit et met en œuvre un système de gestion de la qualité fondé sur :

- l'écoute des attentes des parties prenantes (public, élus, associations, média, syndicats, industriels) dans le cadre des procédures réglementaires (enquête publique) ou dans des cadres moins formels (étude qualitative de l'opinion, auditions, etc.) ;
- des plans d'actions fixant les objectifs de l'ASN et ses priorités annuelles, ajustés au quotidien par les échanges entre entités (discussions, réunions périodiques, notes internes...) ;
- des notes d'organisation et des procédures, progressivement structurées et regroupées pour former un manuel d'organisation, qui définissent les règles internes à l'ASN pour le bon exercice de chacune de ses missions ;
- des audits internes et des inspections du Conseil général des mines ainsi que des indicateurs de contexte, d'activité et de performance, qui permettent de vérifier et d'améliorer la qualité et l'efficacité de l'action de l'ASN.

Huit réunions périodiques annuelles entre les responsables des diverses entités de l'ASN donnent lieu à des relevés de conclusion dont les suites sont également contrôlées.

Enfin, la maintenance des notes d'organisation de l'ASN est assurée en tant que de besoin.

Participent également au contrôle de la qualité interne les visites périodiques de l'état-major de la DGSNR dans les DSNR et dans les sous-directions, ainsi que les inspections des DSNR par le Conseil général des mines.

8.1.4 Les appuis techniques

L'Autorité de sûreté nucléaire recourt à l'expertise d'appuis techniques. L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) est le principal d'entre eux, mais l'ASN poursuit, depuis plusieurs années, un effort de diversification de ses prestataires, au plan national et international.

8.1.4.1 L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire

Etablissement public à caractère industriel et commercial créé par décret n° 2002-254 du 22 février 2002, l'IRSN mène, pour le compte de l'ASN, des travaux et analyses de sûreté nucléaire et de radioprotection financés dans le cadre d'une convention annuelle qui en définit le montant et la nature.

En 2003 les travaux menés par l'IRSN pour le compte de l'Autorité de sûreté nucléaire se sont élevés à 54,1 M€. Ils sont inscrits au budget du ministère de l'écologie et du développement durable (Loi de finances, Titre IV, subventions, chapitre 44-40 article 20).

La part la plus importante des prestations de l'IRSN pour l'ASN consiste en analyses de sûreté des installations nucléaires. Pour les affaires les plus importantes (examens de rapports de sûreté, modifications majeures d'installations), l'ASN demande l'avis du Groupe permanent d'experts compétent devant qui l'IRSN présente ses analyses. Pour les autres affaires (modifications mineures d'installations, dispositions prises à la suite d'incidents mineurs), les analyses de sûreté font l'objet d'avis transmis directement à l'ASN par l'IRSN.

8.1.4.2 Les autres appuis techniques

En 2003, l'ASN a bénéficié du concours du CETEN-APAVE dans les domaines de l'assurance qualité, de l'incendie et de l'obsolescence des installations nucléaires.

Dans le cadre de la diversification des expertises, l'Autorité de sûreté nucléaire a également eu recours à d'autres organismes. C'est ainsi que des expertises ont été demandées à la société BURGEAP, au Centre d'étude sur l'évaluation de la protection dans le domaine nucléaire (CEPN), à ARMINES, à l'entreprise LIGERON SA, au Bureau de recherches géologiques et minières (BRGM) et à l'Institut national de veille sanitaire (INVS).

8.1.5 Les groupes d'experts

L'Autorité de sûreté s'appuie sur les avis et recommandations de groupes d'experts :

- les Groupes permanents ;
- la Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression.

La Section radioprotection du Conseil supérieur d'hygiène publique de France joue un rôle analogue dans le domaine de la radioprotection.

8.1.5.1 Les Groupes permanents

Quatre groupes permanents formés d'experts et de représentants de l'administration ont été constitués auprès de la DGSNR par décisions ministérielles des 27 mars 1973 et 1er décembre 1998. Ils étudient les problèmes techniques que posent, en matière de sûreté, la création, la mise en service, le fonctionnement et l'arrêt des installations nucléaires et de leurs annexes et les transports de matières radioactives.

Les Groupes permanents d'experts sont consultés par le directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection sur la sûreté des installations et activités relevant de leur domaine de compétence.

A ce titre, ils examinent les rapports – préliminaire, provisoire et définitif – de sûreté de chacune des INB. Ils disposent d'un rapport présentant les résultats de l'analyse menée par l'IRSN, et émettent un avis assorti de recommandations.

Chaque Groupe peut faire appel à toute personne dont la compétence lui paraît justifier le concours. Il peut procéder à l'audition de représentants de l'exploitant.

La participation d'experts étrangers permet de diversifier davantage les modes d'approche des problèmes et de mieux bénéficier de l'expérience acquise au plan international.

Les présidents, vice-présidents et experts de ces Groupes permanents sont nommés par décision des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie pour une durée de trois ans renouvelable.

8.1.5.2 La Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression

Instituée par l'article 26 du décret du 13 décembre 1999 relatif aux équipements sous pression, la Commission centrale des appareils à pression (CCAP) est un organisme consultatif placé auprès du ministre chargé de l'industrie. Conformément à l'arrêté du 4 mars 2003, elle regroupe des membres des diverses administrations concernées, des personnes désignées en raison de leurs compétences et des représentants des constructeurs et utilisateurs d'appareils à pression et des organismes techniques et professionnels intéressés. Elle peut être saisie de toute question touchant à l'application des lois et règlements concernant les appareils à pression. Elle reçoit également communication des dossiers d'accident les concernant.

Pour suivre plus spécialement les appareils à pression et les équipements sous pression les plus importants des installations nucléaires, elle a constitué en son sein une Section permanente nucléaire

(SPN). La mission de la SPN consiste notamment à émettre des avis au sujet de l'application de la réglementation des appareils à pression aux chaudières nucléaires à eau.

8.2 Les autres acteurs du contrôle

8.2.1 L'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques

Créé par la loi n° 83-609 du 8 juillet 1983, l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, délégation parlementaire composée de dix-huit députés et dix-huit sénateurs titulaires, dont la composition a été renouvelée le 10 juillet 2002, est chargé d'informer le Parlement des conséquences des choix de caractère scientifique ou technologique afin, notamment, d'éclairer ses décisions.

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

En 1990, le Parlement a demandé à l'Office parlementaire d'examiner la façon dont est assuré le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires. Depuis lors, cette mission a été renouvelée chaque année.

L'Office parlementaire a dès l'origine délimité strictement le cadre de travail de ses rapporteurs. Ils ont pour mission d'étudier l'organisation de la sûreté et celle 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. Ce " contrôle du contrôle " porte donc aussi bien sur le fonctionnement des structures administratives que sur des dossiers techniques, comme le devenir des déchets nucléaires ou les transports de matières radioactives, ou bien des dossiers socio-politiques, comme les conditions de diffusion et de perception de l'information sur le nucléaire.

Les auditions ouvertes à la presse constituent une tradition bien établie au sein de l'Office parlementaire. 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'Office. Le compte rendu intégral des auditions est annexé aux rapports de ce dernier. Celles-ci représentent donc une contribution substantielle à l'information du Parlement et du public ainsi qu'à la transparence des décisions.

8.2.2 Les instances consultatives

8.2.2.1 La Commission interministérielle des installations nucléaires de base

La Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB), créée par le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 modifié relatif aux installations nucléaires, est obligatoirement consultée par les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie sur les demandes d'autorisation de création, de modification ou de mise à l'arrêt définitif des INB, et sur les prescriptions particulières applicables à chacune de ces installations. Elle est également appelée à donner son avis sur l'élaboration et l'application de la réglementation générale relative aux INB. Une Section permanente, constituée en son sein, est compétente pour les sujets ne présentant pas de difficulté particulière.

La CIINB est un organe de coordination interne du pouvoir exécutif, composé de représentants de ministères ou d'établissements publics de l'Etat ayant, à des degrés divers, des compétences ou des responsabilités en matière de sûreté nucléaire. Les membres de la Commission sont nommés par arrêté du Premier ministre pour une durée de cinq ans.

8.2.2.2 Le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires

Les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie disposent, avec le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN) créé par le décret n° 87-137 du 2 mars 1987, d'un organisme consultatif de haut niveau, dont la mission s'étend à l'ensemble des questions touchant à la sûreté nucléaire et à l'information du public et des médias.

Il s'agit d'un conseil rassemblant des personnalités venant d'horizons très divers : parlementaires, personnalités choisies en raison de leur compétence scientifique, technique, économique ou sociale, spécialistes de l'information ou de la communication, représentants d'organisations syndicales représentatives et d'associations ayant pour objet la protection de la nature et de l'environnement, représentants des exploitants et membres des administrations directement concernées (Premier ministre, défense, environnement, industrie, intérieur, santé, travail).

Le Conseil adresse aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie les recommandations qu'il juge utiles pour accroître l'efficacité de l'action d'ensemble poursuivie dans les domaines de la sûreté et de l'information nucléaires. Il peut décider de confier à des groupes de travail l'étude de sujets particuliers, en faisant éventuellement appel à des personnalités extérieures. La DGSNR le tient informé des actions menées par l'ASN ; elle lui présente notamment son rapport annuel d'activité et assure son secrétariat.

8.2.2.3 Le Conseil supérieur d'hygiène publique de France

Le Conseil supérieur d'hygiène publique de France (CSHHPF) est une instance consultative à caractère scientifique et technique, placée auprès du ministre chargé de la santé et compétente dans le domaine de la santé publique.

Il est chargé d'émettre des avis ou recommandations et d'exercer des missions d'expertise, en particulier en matière de prévision, d'évaluation et de gestion des risques pour la santé.

Sans préjudice des dispositions législatives et réglementaires qui rendent obligatoire sa consultation, le CSHHPF peut être saisi par le ministre chargé de la santé ou par tout ministre de projets de textes, de projets de décisions administratives et de toute question relevant de son domaine de compétence.

Le CSHHPF comprend quatre sections (eaux, maladies transmissibles, milieux de vie, radioprotection), composées chacune de 23 membres nommés par arrêté du ministre chargé de la santé pour un mandat de 5 ans. Les avis des sections sont émis au nom du CSHHPF et publiés au bulletin officiel du ministère chargé de la santé.

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.

L'option fondamentale sur laquelle repose le système d'organisation et de réglementation spécifique de la sûreté nucléaire française est celle de la responsabilité première de l'exploitant. Ce principe de responsabilité première de l'exploitant pour la sûreté découle du cadre réglementaire décrit au § 7.1 et rappelé ci-après.

La loi 61-842 du 2 août 1961 modifiée stipule dans son article 1 que « les établissements industriels [...] devront être construits, exploités ou utilisés de manière à satisfaire aux dispositions prises en application de la présente loi afin d'éviter les pollutions de l'atmosphère [...] qui compromettent la santé ou la sécurité publique, ou nuisent [...] au caractère des sites ». L'article 8 de la loi précise que les dispositions de la loi « sont applicables aux pollutions de tous ordres causées par les substances radioactives ».

Le décret 63-1228 du 11 décembre 1963, pris en application de la loi susnommée, prévoit dans son article 3 qu'une INB ne peut être exploitée sans une autorisation, laquelle s'appuie sur un rapport de sûreté et une analyse de risque fournis par l'exploitant.

Enfin l'arrêté « qualité » du 10 août 1984 stipule dans son article 1 que l'exploitant d'une INB veille à ce qu'une qualité en rapport avec l'importance de leur fonction pour la sûreté soit définie, obtenue et maintenue pour les différents composants de l'installation et ses conditions d'exploitation. Le système mis en place par l'exploitant doit permettre de montrer l'obtention et le maintien de la qualité des composants dès la phase de conception et durant toutes les phases ultérieures de l'existence de l'INB.

L'ASN, pour le compte de l'Etat, 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 :

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

Au sein des pouvoirs publics, la responsabilité du contrôle de la sûreté des installations et des transports nucléaires incombe aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie.

La responsabilité de la définition et de la mise en œuvre de la politique en matière de sûreté nucléaire est confiée à l'ASN, placée sous l'autorité conjointe de ces deux ministres.

C. CONSIDERATIONS GENERALES DE SURETE

10. Article 10 : Priorité à la sûreté

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

10.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté

Conformément à la mission qui lui est confiée (cf. § 8.1), l'ASN a demandé dès l'origine aux exploitants d'installations nucléaires de base de mettre en place une organisation permettant d'assurer que la première priorité est donnée à la sûreté.

Les mesures prises par les exploitants d'installations électronucléaires, au sens de la présente Convention, sont indiquées ci-après.

10.2 Mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

La responsabilité d'exploitant nucléaire au sein du Groupe EDF s'exerce à quatre niveaux principaux : le président, le directeur de la Branche Energies, le directeur de la Division production nucléaire (DPN), responsable de l'exploitation de l'ensemble du parc, et chaque directeur de centre nucléaire de production d'électricité (CNPE) (voir la présentation de l'organisation d'EDF en annexe 3).

La primauté accordée à la sûreté, au sein d'EDF, repose :

- sur une politique d'entreprise, dont la dernière version a été publiée en 2000, qui place la sûreté et la radioprotection au centre des préoccupations et des priorités de l'entreprise ;
- sur un système de management de la sûreté en exploitation dont les principes généraux ont été arrêtés en 1997.

Les principes directeurs du système de management de la sûreté visent à accorder une importance particulière :

- au respect strict des exigences de sûreté et des prescriptions correspondantes ;
- à l'existence d'ambitions, connues et partagées, qui au-delà des prescriptions traduisent la volonté de progrès et de performances de l'entreprise dans le domaine de la sûreté ;
- à la responsabilité de tous les acteurs, fondée sur la reconnaissance que l'homme est un des maillons essentiels de la sûreté et un vecteur fondamental de progrès ;
- à la clarté des responsabilités en matière de sûreté ;
- aux différents systèmes de contrôle et de vérification, qui permettent de mesurer l'efficacité du système de management de la sûreté et de corriger les écarts ou dérives éventuels.

EDF considère que l'obtention de progrès en matière de sûreté et de compétitivité, gage de la légitimité de la production nucléaire d'électricité, repose sur la responsabilisation de tous les acteurs sur ces deux enjeux, d'où le choix d'une politique de décentralisation dans le respect de la cohérence. Pour cela :

- la direction de la DPN et chaque CNPE élaborent un plan d'orientations (PO), qui définit les objectifs et les performances à atteindre ainsi que les orientations et voies d'amélioration associées. L'ensemble de ces PO sont cohérents entre eux ;
- le PO présente les contributions du CNPE à l'atteinte des performances d'ensemble notamment dans les trois domaines clés que sont la sûreté nucléaire et la radioprotection, la compétitivité (disponibilité, coûts) et le management des hommes. Il constitue un support important pour la relation contractuelle entre l'unité et la direction de la DPN et pour le contrôle associé ;

Partie C - Article 10: Priorité à la sûreté

- une logique de réflexion préalable, d'implication des acteurs et de partage du sens est recherchée en lieu et place d'une logique d'application de décisions centralisées ;
- le principe de subsidiarité¹ guide les prises de décision aux différents niveaux hiérarchiques ;
- une ligne managériale courte et des fonctions d'appui sont mises en place ;
- un fonctionnement en collège de direction est mis en place au niveau de chaque entité afin d'ouvrir le débat sur les décisions à prendre et de garantir la qualité des décisions prises et leur portage par les différents acteurs. Le responsable de l'entité est l'ultime arbitre des choix qu'il estime devoir faire pour l'entité ;
- un système de contrôle et de vérification est mis en place au niveau de chaque entité de la DPN.

En outre, la responsabilisation de chaque acteur implique le droit à l'expression, la capacité à critiquer et un système de reconnaissance ; d'où la mise en œuvre de conditions favorables au développement du droit d'alerte² et du devoir d'évocation³.

La relation entre la direction de la DPN et les CNPE s'appuie sur :

- un cadre de référence pérenne comportant les exigences et orientations stratégiques, les prescriptions et la formalisation de la capitalisation du savoir du parc. Il est constitué de quatre classes de produits : produits de management, produits de doctrine, produits d'exploitation et documents opératoires ;
- le plan d'orientations précédemment cité, décliné chaque année par un contrat de gestion.

Le contrôle d'une activité dans une entité est de la responsabilité de la ligne managériale de l'entité.

Le contrôle de gestion permet à la direction de l'entité d'assurer le pilotage et le suivi des performances de son entité.

Le contrôle stratégique permet à la direction d'une entité de s'assurer de la pertinence des orientations stratégiques constituant le référentiel politique ainsi que du cadrage des projets des sous-entités par rapport au référentiel politique.

Outre le contrôle par la ligne opérationnelle, des actions de vérification sont assurées par des entités indépendantes. Dans le domaine de la sûreté, la mission sûreté qualité (MSQ) au niveau des CNPE, l'Inspection nucléaire (IN) au niveau de la DPN, la délégation aux affaires nucléaires au niveau de la Branche Energies, l'Inspection générale pour la sûreté nucléaire (IGSN) constituent ces entités indépendantes, pour le compte respectivement du directeur de site, du directeur de la DPN, du directeur de la Branche Energies et du président du groupe EDF. Des confrontations et des analyses sûreté sont régulièrement opérées à ces différents niveaux sous la présidence du responsable d'entité : groupe technique sûreté sur site, comité de sûreté nucléaire en exploitation au niveau de la DPN, comité de suivi du nucléaire au niveau de la Branche Energie, conseil de sûreté nucléaire au niveau de la présidence du groupe.

Pour ce qui concerne les Divisions Combustible Nucléaire et Ingénierie Nucléaire, des entités analogues à l'Inspection Nucléaire de la Division Production Nucléaire assurent la vérification des activités importantes pour la sûreté et la radioprotection réalisées par ces divisions.

¹ **Principe de subsidiarité** : les décisions sont à prendre au plus près du terrain ; le renvoi d'une décision à un niveau hiérarchique supérieur n'est à envisager que si celui-ci peut apporter une réelle valeur ajoutée.

² **Droit d'alerte** : tout acteur doit avoir une attitude interrogative dans l'accomplissement de son activité et alerter sa hiérarchie si un ordre ou une prescription est de nature à nuire à la qualité de l'activité.

³ **Devoir d'évocation** : tout événement dont l'importance vis-à-vis de la sûreté est jugée par un acteur plus grave que le jugement porté par sa hiérarchie directe doit être porté par cet acteur à la connaissance d'une entité en charge de la sûreté au sein d'EDF (le chef de la mission sûreté qualité du CNPE, le directeur délégué pour la sûreté nucléaire de la DPN, le délégué aux affaires nucléaires de la Branche Energies, l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire d'EDF).

Pour ce qui concerne les indicateurs et les outils de pilotage de la sûreté, sont notamment retenus les dispositifs suivants :

- les bilans annuels de sûreté de chaque CNPE et le reporting associé au directeur de la Division production nucléaire ;
- les évaluations globales de sûreté de l'Inspection nucléaire et les intercomparaisons associées ;
- le bilan sûreté radioprotection environnement de la Branche Energies
- le rapport annuel de l'IGSN au président d'EDF ;
- un certain nombre d' « outils de la qualité » comme l'analyse de risque, l'auto-évaluation et l'auto-diagnostic ;
- le suivi régulier d'indicateurs comme :
 - la conformité générale aux spécifications des opérations de conduite et de maintenance ;
 - la qualité des lignages ;
 - la réduction des sollicitations de la protection d'arrêt automatique des réacteurs ;
 - la prévention des incendies.

10.3 Mesures prises pour les réacteurs de recherche

10.3.1 Réacteurs de recherche 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.

La sûreté nucléaire a toujours été et reste la priorité du CEA : le retour d'expérience montre que les installations sont exploitées en toute sûreté pour l'environnement et pour les populations.

Le bon 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 met en place les mesures visant à garantir la sûreté nucléaire du CEA. L'Administrateur général est assisté par la Direction de la protection et de la sûreté nucléaire, pour la sûreté nucléaire et la qualité, et par la Direction centrale de la sécurité, pour la radioprotection et les transports. Les deux directions, faisant partie du pôle "Maîtrise des risques", définissent 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 sécurité, de la qualité et de la sûreté, décline et suit l'application de la politique sûreté du CEA dans toutes les installations, notamment sur les réacteurs expérimentaux.

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, les chefs des départements et les chefs d'installations, qui constituent la ligne d'action, veillent à l'application de la politique de sûreté explicitée dans chaque installation dont ils ont la responsabilité.

Partie C - Article 10: Priorité à la sûreté

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.

Au niveau de l'Administrateur général, la fonction de contrôle est assurée par l'inspection générale du pôle "Maîtrise des risques".

Au niveau de la DEN, chaque directeur de centre est assisté par une Cellule de sûreté qui effectue ces contrôles dans les installations.

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

- l'amélioration de l'organisation de la radioprotection ;
- le renforcement de l'organisation du soutien technique aux installations dans certains domaines d'expertise comme le séisme et le facteur humain.

10.3.2 Cas du Réacteur à haut flux RHF de l'ILL

La sûreté nucléaire a toujours été et reste la priorité de l'ILL : le retour d'expérience, sur plus de trente années de fonctionnement, montre que le RHF est exploité en toute sûreté aussi bien pour les populations que pour l'environnement. Le bon 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" (A.Q.S.) et doivent faire l'objet d'une procédure particulière. Par principe, les A.Q.S. sont soumises à un double contrôle, conformément à l'arrêté qualité du 10 août 1984 :

- contrôle de premier niveau : c'est un contrôle essentiellement d'ordre technique, pour garantir que le résultat visé dans l'A.Q.S. est obtenu. Il est effectué, normalement, à l'intérieur du Groupe fonctionnel chargé d'effectuer l'A.Q.S.
- 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'A.Q.S. Ces contrôles externes (ou de deuxième niveau) sont effectués par l'échelon Assurance de la Qualité mis en place dans la Division Réacteur. Cet échelon est constitué par le B.C.A.Q. (Bureau de coordination et d'assurance de la qualité), supervisé par le R.A.Q. (Responsable de l'assurance de la qualité).

10.4 Analyse de l'Autorité de sûreté

L'analyse par l'Autorité de sûreté de la cohérence de l'organisation mise en place par les exploitants avec la priorité à accorder à la sûreté est présentée, en fonction des différents articles de la Convention, dans tous les chapitres suivants, mais principalement dans les chapitres 12 et 13.

11. Article 11 : Ressources financières et humaines

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

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

11.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté

La réglementation française n'impose pas formellement de montant des ressources financières et humaines à affecter par les exploitants d'installations nucléaires pour les besoins de la sûreté. Néanmoins il existe en la matière une prescription indirecte dans la mesure où la réglementation prévoit que le détenteur d'une autorisation d'exploitation est responsable de garantir que toutes les mesures nécessaires à assurer la sûreté sont prises, en fonction de la nature des activités et des conditions dans lesquelles elles sont réalisées. Cette garantie doit s'étendre jusqu'à la phase de démantèlement et d'assainissement des installations, puisque ces opérations doivent se faire dans les conditions approuvées par décret. C'est donc au stade de l'octroi de l'autorisation que l'Autorité de sûreté vérifie que l'exploitant aura la capacité financière de mener à bien l'exploitation de son installation.

L'arrêté « qualité » du 10 août 1984 prévoit dans son article 7 que « les moyens humains et techniques ainsi que l'organisation mise en œuvre pour l'accomplissement d'une activité concernée par la qualité (cf. Chapitre 13) doivent être adaptés à cette activité et permettre de respecter les exigences définies. En particulier, seules des personnes possédant la compétence requise peuvent être affectées à une activité concernée par la qualité ; l'appréciation de la compétence est notamment fondée sur leur formation et leur expérience. »

11.2 Ressources affectées à la sûreté des réacteurs électronucléaires

11.2.1 Ressources financières d'EDF

A l'origine entreprise publique intégrée, chargée d'assurer la production, le transport et la distribution d'électricité sur le territoire français, EDF a évolué au cours des dernières années pour devenir un groupe international dans le secteur de l'énergie.

Cette évolution, liée à la libéralisation des marchés de l'électricité en Europe, est le fruit d'une recherche de marchés hors France par croissance externe. Les principaux résultats financiers du groupe EDF pour l'année 2003 sont les suivants.

En 2003, le chiffre d'affaires du groupe EDF s'élève à 44,9 G€ et progresse de 30 % par rapport à l'exercice 2000 (34,4 G€). Le résultat net du groupe consolidé, après impôt et avant rémunération de l'Etat, s'établit à 857 M€.

Le chiffre d'affaires hors électricité en France atteint 16,5 G€ dont une part "Europe" s'élevant à 12,7 G€.

En 2003, les ventes d'EDF en France ont augmenté ; elles atteignent 407,7 TWh pour une production totale s'élevant à 490,9 TWh, dont une part nucléaire de 420,7 TWh.

Dans le même temps les ventes sur le marché européen ont représenté 77,1 TWh. Ces résultats confirment la parfaite adaptation du parc de production d'EDF à la demande énergétique européenne.

S'agissant plus spécifiquement des budgets dédiés au parc de production nucléaire d'EDF en 2003, sont à noter les éléments regroupés dans le tableau ci-dessous :

	M€ courants
Budget d'exploitation	
Production	574
Formation	148
Maintenance	1 326
<i>(dont maintenance en arrêt)</i>	<i>(436)</i>
Modifications et maintien du patrimoine	277
Déconstruction	52
Budget d'investissement	478

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.

11.2.2 Ressources humaines d'EDF

L'effectif de la Division production nucléaire d'EDF est d'environ 20 000 personnes (20 615 en 2003 pour 20 753 en 2000), réparties dans les trois collèges : exécution (environ 11%), maîtrise (environ 65%), cadres (environ 24%).

A ces 20 000 personnes, directement impliquées dans l'exploitation du parc des 58 réacteurs nucléaires d'EDF, s'ajoutent, pour ce qui concerne les ressources humaines d'EDF consacrées au développement, à l'exploitation et à la déconstruction des réacteurs nucléaires :

- environ 2 000 ingénieurs et techniciens de la Division ingénierie nucléaire (DIN) ;
- près de 200 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).

S'agissant des ressources humaines consacrées à la sûreté nucléaire et à la radioprotection, EDF souligne qu'il s'est organisé pour qu'une grande majorité du personnel y consacre une part significative de son temps et de ses activités. En effet, la politique de responsabilisation et de décentralisation mise en œuvre dans l'entreprise (cf. § 10.2) et le développement de la culture de sûreté au sein des équipes (cf. chapitre 12) font que la sûreté et la radioprotection sont parties intégrantes des activités de préparation des interventions, d'exécution, de contrôle et de vérification de ces interventions.

Si on se limite aux personnels dont la mission et les activités s'exercent exclusivement dans le domaine de la sûreté nucléaire (ingénieurs de sûreté sur les CNPE, spécialistes et experts en sûreté dans les services centraux, dans les entités d'ingénierie et dans les entités de contrôle), ce sont plus de 300 personnes qu'il faut considérer.

L'ordre de grandeur est identique pour les personnels consacrés aux activités de sécurité et de radioprotection.

11.3 Ressources affectées à la sûreté des réacteurs de recherche

11.3.1 Réacteurs du CEA

S'agissant de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, il convient en premier lieu de souligner que le personnel des installations est sensibilisé à la sûreté par une formation spécifique et y consacre une part significative de son temps et de ses activités.

11.3.1.1 Réacteur Phénix

Pour répondre aux besoins dans le domaine de la sûreté, l'exploitant de Phénix dispose d'une « Mission Sûreté Qualité », dont 5 ingénieurs travaillent pour la sûreté et 3 ingénieurs pour la qualité.

Pour assurer la surveillance de l'installation et le suivi radiologique du personnel, l'effectif du Service de protection contre les rayonnements travaillant dans l'installation Phénix comprend 15 personnes dont 10 personnes travaillant en service continu.

Selon les besoins, les études sont :

- soit traitées par des unités spécialisées du CEA;
- soit confiées à des bureaux d'études extérieurs, par exemple à Framatome.

La Cellule de sûreté nucléaire du Centre de Valrhô, la Direction de la sécurité, de la qualité et de la sûreté, et la Direction de la protection et de la sûreté nucléaire contribuent au suivi, à la supervision et à la coordination des dossiers.

En période d'exploitation normale, environ 10 M€ sont ainsi consacrés chaque année à la sûreté du réacteur (personnel et prestations sous-traitées : études, travaux, ...).

11.3.1.2 Autres réacteurs du CEA

Dans chaque installation un poste d'Ingénieur de sûreté a été créé, poste occupé par un ingénieur connaissant l'installation et expérimenté dans l'analyse et le traitement des dossiers de sûreté.

La Cellule de sûreté nucléaire de chaque centre, la Direction de la sécurité, de la qualité et de la sûreté, et la Direction de la protection et de la sûreté nucléaire contribuent au suivi, à la supervision et à la coordination des dossiers : de 10 à 20 ingénieurs participent à ce travail sur chaque site.

Avec la radioprotection, plus de 25 M€ sont ainsi consacrés à la sûreté des réacteurs de recherche du CEA.

11.3.2 Réacteur à haut flux RHF

Pour répondre aux besoins dans le domaine de la sûreté, l'ILL dispose d'un ingénieur sûreté, 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.

11.4 Analyse par l'Autorité de sûreté

11.4.1 Sûreté et compétitivité pour les réacteurs électronucléaires

La loi du 10 février 2000 relative à la modernisation et au développement du service public de l'électricité modifie en profondeur le marché de l'électricité en France ; tout en précisant les missions de service public d'EDF, la loi, qui transpose une directive européenne sur le marché intérieur de l'électricité, met en particulier EDF en situation de concurrence pour la production d'énergie et sa fourniture aux plus gros clients.

Une réflexion plus globale a été engagée et se poursuit sur l'impact potentiel sur la sûreté des évolutions du marché de l'électricité et des nouvelles pratiques mises en œuvre ou prévues par l'exploitant, et sur les actions que l'ASN pourrait mener à ce sujet.

La préoccupation de la maîtrise des coûts est aujourd'hui plus affirmée par l'exploitant dans son dialogue avec l'Autorité de sûreté. Le dialogue technique avec EDF s'est clairement durci sur ces 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 tranche.

L'internationalisation des opérateurs s'est manifestée chez EDF par des changements organisationnels importants menés en 2002. La mise en place de cette organisation a été l'occasion, à la demande de l'ASN, d'une redéfinition des responsabilités d'exploitant nucléaire entre la présidence d'EDF, la direction de la Branche énergies, les directions des Divisions de l'ingénierie nucléaire et de la production nucléaire et les directions des centrales nucléaires.

En début d'année 2003, EDF a annoncé à l'ASN son ambition de développer des approches de type coût-bénéfice, permettant de prendre en compte à la fois les contraintes technico-économiques et les objectifs de sûreté dans les décisions d'ingénierie, et d'évaluer la pertinence des choix. Cette démarche serait mise en œuvre au niveau de chaque dossier pour fournir une aide au choix d'une solution à un problème de sûreté et à la hiérarchisation d'évolutions à enveloppe budgétaire constante.

Face aux différents enjeux associés à cette démarche, l'ASN a identifié les principaux axes de travail qui devraient faire l'objet d'un investissement dans les années à venir. Le premier axe de travail est celui du développement d'outils de contrôle et de suivi pour repérer de manière précoce d'éventuelles dérives : l'examen de la situation économique, de l'évolution des dépenses, de la gestion des effectifs et des changements d'organisation de l'exploitant devra faire l'objet d'une attention accrue.

Le deuxième axe de travail est celui de la mise en place d'un dialogue plus franc et responsable avec l'exploitant sur ses enjeux économiques. L'ASN est ainsi prête à examiner une argumentation coût-bénéfice, dans laquelle l'exploitant démontrerait que certaines améliorations demandées par l'ASN ne présentent pas une allocation optimale du budget disponible, et proposerait donc de consacrer ses moyens aux actions ayant l'effet le plus bénéfique pour la sûreté.

Le troisième axe de travail est celui de la mise en place d'un cadre juridique clarifié et renforcé. Le projet de loi sur la transparence et la sécurité en matière nucléaire se propose d'apporter des améliorations sur ces aspects. Un travail a été entamé sur la réglementation technique générale avec la mise en place des décisions et des mises en demeure de l'ASN, et les projets de réglementation sur le combustible nucléaire et sur les règles générales d'exploitation des réacteurs de puissance.

Le quatrième axe de travail consiste à développer les échanges internationaux entre les Autorités de sûreté pour aller vers une harmonisation des exigences, face à l'internationalisation des opérateurs et à l'avènement d'un marché de l'électricité interconnecté.

11.4.2 Sûreté et restrictions budgétaires pour les réacteurs de recherche

Les installations de recherche sont souvent exploitées par de grands organismes de recherche publics et l'année 2003 a montré la sensibilité de leurs ressources au contexte budgétaire de l'Etat. Plusieurs installations ont ainsi subi des réductions très importantes et imprévues de leurs ressources d'investissement, voire de fonctionnement, ce qui a conduit l'ASN à devoir examiner rapidement des demandes de modification de conditions de fonctionnement. Dans un cas, l'exploitant envisage un arrêt définitif de l'installation. L'ASN veille à ce que les contraintes budgétaires n'aient pas de conséquences en matière de sûreté et de radioprotection pour le fonctionnement des installations de recherche. Ce sujet apparaît particulièrement sensible dans les années à venir, compte tenu des changements de politique en France concernant la recherche publique.

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'Autorité de sûreté

Si une grande part des actions menées jusqu'ici en matière de sûreté nucléaire porte sur le matériel et l'amélioration de sa fiabilité, les facteurs humains et organisationnels sont considérés comme un gisement essentiel en matière d'amélioration de la sûreté. Cela nécessite d'agir de manière cohérente sur de multiples leviers : la formation et la compétence des agents intervenant au sein des installations, les méthodes individuelles et collectives de travail, l'organisation et le management, l'ergonomie de ces installations et des documents opératoires.

L'arrêté "qualité" du 10 août 1984 demande que l'exploitant d'une installation nucléaire de base veille à ce qu'une qualité en rapport avec l'importance de leurs fonctions pour la sûreté soit définie, obtenue et maintenue tant pour les structures, composants et équipements que pour les conditions d'exploitation de l'installation. Cet arrêté (articles 7 à 9) stipule en particulier que les moyens humains et techniques ainsi que l'organisation mise en œuvre pour l'accomplissement d'une activité relative à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base doivent être adaptés à cette activité et respecter les exigences définies. En particulier, seules des personnes possédant la compétence requise peuvent être affectées à une activité concernée par la qualité.

La circulaire associée à cet arrêté précise que les personnes affectées à une activité concernée par la qualité doivent être sensibilisées à l'importance de leurs tâches pour la sûreté. Dans le cas de la qualification ou de l'habilitation des personnes, les conditions de reconnaissance de la qualification ou de délivrance et de renouvellement de l'habilitation doivent être adaptées aux tâches que les personnes concernées ont à accomplir. L'habilitation d'une personne pour une activité est un acte effectué par l'exploitant pour les activités qu'il accomplit lui-même ou par le prestataire pour les activités qui le concernent, acte qui atteste de la qualification d'une personne pour s'acquitter de tâches et de missions déterminées. Dans le cas où une activité ou un ensemble d'activités font intervenir simultanément ou successivement plusieurs organismes ou unités de l'exploitant ou d'un ou de plusieurs prestataires, la définition des missions et obligations de chaque personne, des limites de leurs actions et de la coordination entre ces organismes font partie des exigences.

Les évolutions des organisations ne doivent pas nuire à la sûreté de l'installation. Ainsi, l'exploitant doit préserver un dimensionnement des équipes permettant d'assurer de manière durable toutes les fonctions comme la conduite, la maintenance, l'ingénierie ou le contrôle interne, y compris en cas d'aléa technique, d'incident ou d'accident. Les fonctions d'appui et de contrôle et les échanges d'informations entre services doivent être définis, les besoins en compétences doivent être évalués ; le recours à la sous-traitance doit s'accompagner d'une capacité interne de suivi et d'évaluation des prestations. Au quotidien de l'exploitation, les exploitants doivent prendre des mesures propres à professionnaliser leurs agents et à impliquer leur encadrement, des mesures propres à améliorer leurs organisations et leurs méthodes de travail, des mesures propres à faire évoluer les comportements individuels et collectifs.

La conception d'une nouvelle installation doit permettre à l'opérateur de se faire une représentation correcte de la situation et lui garantir un temps suffisant pour agir : par exemple les actions urgentes doivent être automatisées. Pour les modifications d'installations existantes, les documents de réalisation doivent attirer l'attention sur les risques d'erreur à la mise en place et les formations nécessaires des personnels concernés doivent faire l'objet d'une analyse préalable.

12.2 Dispositions prises concernant le facteur humain pour les réacteurs EDF

L'amélioration des performances des centrales nucléaires, associée à une exigence de parfaite maîtrise de la sûreté et de la qualité d'exploitation, a amené EDF depuis plusieurs années à s'engager fortement en matière de management de la sûreté et de prise en compte du facteur humain dans la conception et l'exploitation des installations.

12.2.1 Perspective facteur humain d'EDF

Pour progresser durablement dans le champ du facteur humain, une condition déterminante réside dans le fait de disposer d'une perspective à moyen / long terme qui permet de déployer des actions de façon cohérente dans la durée.

Ainsi EDF, depuis 1996, dispose d'une perspective qui oriente les principaux axes du programme d'actions sur ce champ. Pour la période 2002-2005, trois axes de progrès sont retenus :

- l'amélioration des moyens de conduite par la prise en compte au plus tôt des impacts socio-organisationnels et humains dans les dossiers de conception et de modification techniques et documentaires ;
- la gestion des compétences, dans le contexte de renouvellement qui va être celui d'EDF ; l'enjeu est d'utiliser les systèmes locaux de développement des compétences et les simulateurs d'entraînement pleine échelle, mis en place sur chaque CNPE, pour construire des actions de professionnalisation et des mises en situation qui répondent au plus près aux besoins identifiés par les managers de chaque équipe ;
- l'amélioration des pratiques au quotidien par l'évolution des méthodes de travail individuelles et collectives et de l'organisation. Il s'agit de favoriser l'engagement de chacun, l'agent, l'opérateur, comme chaque manager, dans l'amélioration des modes de réalisation des activités. Cela part d'un diagnostic partagé, au sein des équipes et des projets, des difficultés rencontrées dans les situations de travail, pour s'orienter vers des pratiques jugées par tous comme performantes, qui assurent la qualité du geste professionnel et l'efficacité collective.

Au sein des unités et au niveau national, des appuis, les consultants facteur humain, sont en place pour aider les managers à mettre en œuvre ces actions. Par ailleurs, une mission « management de la sûreté et facteur humain » a été créée en 2003, au sein de l'état major de la DPN, pour favoriser la poursuite de la démarche globale d'amélioration du management de la sûreté engagée depuis plusieurs années par EDF.

12.2.2 Le renforcement de la culture de sûreté à EDF

Sous l'impulsion donnée en 1997 par le directeur de la Division Production Nucléaire dans sa lettre aux directeurs de CNPE intitulée « le management de la sûreté nucléaire en exploitation », des pratiques ont été développées par chaque site.

A compter de cette date, six « outils » (appelés « leviers du management de la sûreté ») ont fait l'objet d'une promotion et d'un suivi particulier, ainsi que d'un appui au niveau national :

- le développement de compétences en analyse de risques,
- l'observatoire sûreté – disponibilité,
- l'autodiagnostic,
- l'autoévaluation,
- la communication opérationnelle,
- la conduite des transitoires "sensibles".

Six ans après le lancement de cette dynamique, un travail de capitalisation vient d'être réalisé qui a permis d'identifier l'ensemble des pratiques mises en œuvre par les sites en matière de management de la sûreté et de les centraliser afin que chacun les connaisse et puisse se réapproprier une pratique qu'il juge favorable compte-tenu de son diagnostic et de ses ambitions. Au-delà de l'usage des six leviers nationaux, différents leviers locaux, c'est-à-dire définis à l'initiative d'un site, ont été développés.

Par ailleurs, ce travail de capitalisation a permis de tirer des enseignements sur :

- les caractéristiques attendues du dispositif de management de la sûreté à mettre en place sur les sites,
- l'exigence d'une présence des managers aux côtés des équipes,
- l'usage recommandé des leviers de management précités,
- le rôle des appuis locaux et nationaux pour aider les CNPE dans ce domaine.

L'ensemble de ce travail concernant le management de la sûreté a été développé dans le cadre de cohérence donné par la politique de management de la Division Production Nucléaire.

12.2.3 La politique de management de la DPN

Un des objectifs majeurs associés aux enjeux de l'entreprise est de faire de la qualité le moteur de la réussite.

Cet objectif traduit la conviction que les plus grandes marges de progrès se trouvent au niveau des équipes de travail par la mise en œuvre d'actions, tournées vers la sûreté, d'amélioration de la rigueur et de la qualité d'exploitation, motivantes et mobilisatrices. Le déploiement du management par la qualité, directement relié aux valeurs définies dans le projet DPN «Un Nouvel Elan vers le développement durable», répond à cet objectif. Ces valeurs ont été traduites en huit principes managériaux s'appuyant sur les principes fondamentaux de la Fondation européenne pour la gestion de la qualité (EFQM).

Les changements attendus, exprimés comme tels dans la politique de management par la qualité, sont notamment :

- un management renforcé,
- un pilotage consolidé,
- une animation des activités dynamisée,
- des relations de partenariat « gagnant-gagnant ».

12.3 Dispositions concernant les facteurs humains pour les réacteurs de recherche

12.3.1 Réacteurs du CEA

L'analyse des incidents conduit à identifier les causes principales à l'origine des défaillances et s'attache à déterminer les actions correctives nécessaires pour faire progresser la sûreté.

Le constat du poids des composantes des facteurs humains dans les incidents justifie l'approche spécifique apportée par le CEA dans le traitement de ces aspects, en particulier par la création d'un Pôle de Compétence formé d'experts et par la promotion des interventions facteurs humains.

Des actions ont été conduites selon plusieurs axes.

- La réalisation d'études facteurs humains dans plusieurs installations à la suite de l'émergence de problèmes identifiés.

L'action du spécialiste facteurs humains est centrée sur 4 familles de facteurs : l'organisation du travail, l'équipe, l'environnement et les dispositifs techniques. L'analyse de ces facteurs est basée

sur des observations de l'activité, des entretiens et l'étude des documents techniques. Cette analyse conduit, grâce à l'animation de groupes de travail, à la mise en place des axes d'amélioration des facteurs favorisant en particulier la valorisation des actions des individus et la limitation des défaillances humaines.

- L'accompagnement facteurs humains d'un nombre croissant de projets. Dans ce cadre, l'apport du spécialiste facteurs humains consiste à favoriser l'intégration des aspects facteurs humains tout au long du projet. Cela se traduit par la réalisation d'analyses d'activités sur des situations de référence, la simulation de l'activité future à l'aide de plans, maquettes numériques ou grandeur réelle et la proposition d'améliorations en cohérence avec le projet.
- La réalisation d'interventions facteurs humains visant notamment à répondre aux demandes de l'Autorité de Sûreté concernant les réexamens de sûreté.
- L'ébauche d'un référentiel facteurs humains rassemblant les bonnes pratiques à appliquer et conduisant à des conseils personnalisés.
- La mise en place de formations conduisant, en particulier, à la sensibilisation des chefs d'installations et des ingénieurs de sûreté quant aux aspects facteurs humains.

Ces actions ont permis d'améliorer la fiabilité et la sûreté du fonctionnement des installations. Les résultats sont encourageants.

Les facteurs humains sont aussi pris en compte dans la sous-traitance et dans le suivi des prestataires. En particulier, une formation "qualité sûreté prestataire" a été mise en place et fait partie des exigences d'assurance de la qualité imposée par Phénix à ses fournisseurs lorsque leur activité concerne des Eléments Importants pour la Sûreté.

12.3.2 Réacteur à haut flux RHF

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

12.4 Analyse de l'Autorité de sûreté

12.4.1 Aspect facteur humain de l'exploitation des réacteurs électronucléaires

Si une grande part des actions menées en matière de sûreté nucléaire porte sur le matériel et l'amélioration de sa fiabilité, le bon fonctionnement des installations repose très largement sur la qualité du travail du personnel. Il est donc fondamental de s'intéresser au "facteur humain", étant entendu qu'il s'agit là d'un ensemble regroupant tant les comportements individuels et collectifs que l'organisation et le management. L'action de l'Autorité de sûreté nucléaire s'appuie sur les principes généraux suivants :

- la responsabilité de l'exploitant : dans le cadre des objectifs généraux de sûreté, c'est aux exploitants de définir leurs organisations et de les faire évoluer lorsque cela est nécessaire, et de veiller à la bonne formation de leur personnel. L'ASN analyse et approuve le cas échéant certaines dispositions, mais elle ne prescrit pas d'organisation standard aux exploitants nucléaires. Dans la même démarche, c'est aux industriels de former leur personnel et d'évaluer son aptitude à remplir ses missions ;
- le contrôle : les inspections effectuées dans les services des exploitants nucléaires sont fréquemment l'occasion de se pencher sur le fonctionnement des organisations. Les inspections ayant pour thèmes "management de la sûreté", "formation", "facteur humain", "conduite" ou "prestataires", par exemple, permettent d'apprécier la prise en compte des enjeux humains et organisationnels dans les installations nucléaires ;

Partie C - Article 12 : Facteurs humains

- le retour d'expérience : l'analyse des incidents doit permettre à l'exploitant d'améliorer le fonctionnement des collectifs de travail. La remontée spontanée des informations doit viser une construction de la sûreté et non une recherche de coupables ;
- la défense en profondeur : pour permettre à l'homme de jouer son rôle dans la sûreté, des lignes de défense organisationnelles doivent être mises en place. Elles consistent notamment en la définition d'un contrôle technique systématique des opérations sensibles, la mise en place d'appuis aux différents acteurs, la détection et le traitement des écarts.

Ainsi que l'a souligné l'analyse des causes d'un grand nombre d'incidents survenus encore ces dernières années sur les réacteurs, les facteurs humains et organisationnels sont considérés comme un domaine essentiel en matière d'amélioration de la sûreté. L'ASN a donc entrepris un examen méthodique de la prise en compte de ces facteurs par les exploitants, en particulier pour les réacteurs électronucléaires.

Il est à noter par ailleurs que la vérification par l'ASN de la qualification des opérateurs comporte différents aspects. Le premier consiste en l'approbation du rapport de sûreté, lequel doit comporter un chapitre sur la formation renvoyant à un référentiel dont l'exploitant est responsable. La seconde est réalisée lors d'inspections thématiques par contrôle des carnets de formation d'un échantillon d'agents et comparaison par rapport à ce référentiel de formation. Par ailleurs l'analyse du retour d'expérience peut conduire l'ASN à demander à l'exploitant de réviser son processus de formation et qualification. Enfin, depuis plusieurs années le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs est consulté régulièrement pour examiner les sujets relatifs au facteur humain (modifications, mise en service définitive du palier N4, retour d'expérience de la conduite, management de la sûreté...).

12.4.2 Aspect facteur humain de l'exploitation des réacteurs de recherche

Le CEA a décidé de rénover, de préciser et de renforcer son organisation en matière de sûreté nucléaire et de qualité en 1998. Deux notes d'instructions générales ont été diffusées à cet effet. Elles ont conduit notamment à la création des commissions de sûreté qui apportent leur appui aux directeurs de Centre pour la mise en œuvre d'un système d'autorisations internes ; ces commissions sont composées d'experts du CEA reconnus nationalement dans leur domaine de compétence.

En 1999, l'organisation du CEA en matière de sûreté nucléaire et de qualité a fait l'objet d'un examen approfondi par l'ASN et ses appuis techniques, notamment les Groupes permanents d'experts pour les réacteurs et pour les usines. A la suite de cet examen, le CEA a dû préciser les responsabilités, les fonctions respectives, la répartition des moyens et les outils d'évaluation des acteurs des lignes d'action et des lignes de contrôle.

L'ASN a entamé en 2000, notamment par le biais d'inspections ciblées, un travail d'évaluation de l'organisation de la ligne de contrôle de la sûreté et de la radioprotection, en particulier du système d'autorisations internes mis en place en 1998 par le CEA. Ces actions ont permis de conclure en 2002 au caractère opérationnel de ce système, même s'il reste à renforcer encore les moyens humains.

En 2003, L'ASN a indiqué au CEA que sa nouvelle organisation contribuait 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. De plus, une nouvelle organisation des services centraux a permis de rapprocher la sûreté et la radioprotection.

Cependant, l'ASN a indiqué au CEA qu'elle attendait une auto-évaluation de l'efficacité des dispositions prises en matière d'organisation, notamment par le biais d'indicateurs de suivi de la sûreté et du bon fonctionnement de l'organisation.

Dans ce contexte, l'ASN a jugé qu'il était possible de permettre aux directeurs de Centre, assistés de la cellule de sûreté du Centre et s'il y a lieu de commissions de sûreté, d'autoriser certaines opérations

mineures, qui ne remettent pas en cause les démonstrations de sûreté des installations, sans que cela nécessite une autorisation formelle de l'ASN. Ainsi, par courrier en date du 28 mai 2002, le DGSNR a notifié au CEA les modalités pratiques à appliquer pour ces autorisations internes, notamment pour ce qui concerne les sujets qui devront être examinés par l'exploitant et les modalités d'information préalable de l'ASN. Une quinzaine d'installations sont concernées à la fin de 2003, et le système sera rapidement étendu aux autres installations.

Cette démarche vise à responsabiliser l'exploitant ; en effet, l'ASN traitait parfois de nombreuses questions de détail qui ne remettaient pas en cause la démonstration de sûreté de l'installation ou son risque, et qui auraient dû pouvoir être traitées par l'exploitant. Cette habitude engendrait un risque de déresponsabilisation de l'exploitant, qui se reposait trop sur les pouvoirs publics.

En outre, cette démarche permet à l'ASN de consacrer plus de moyens à l'examen des sujets portant un enjeu de sûreté véritable, notamment aux réexamens de sûreté périodiques des installations.

Enfin, cette démarche s'accompagne d'une exigence forte vis-à-vis du CEA de maintenir à jour les référentiels de sûreté de ses installations ; trop souvent, ces documents de référence n'étaient pas remis à jour rapidement, alors que la nature des installations du CEA les rend très évolutives. Ces mises à jour doivent être l'occasion de réfléchir à la mise en place de domaines de fonctionnement plus enveloppes que ceux qui sont décrits actuellement, afin de faciliter les nécessaires évolutions de ces installations, qui souvent n'augmentent pas le risque.

Une surveillance attentive de la mise en œuvre de ce nouveau système par le CEA est exercée par l'ASN, notamment par le biais d'une campagne d'inspections en 2003, qui sera poursuivie en 2004, et par l'expertise contradictoire de certains dossiers choisis parmi ceux qui auront obtenu l'autorisation du CEA en interne.

En parallèle à la mise en place de ce système permettant au CEA d'autoriser en interne certaines modifications ou opérations, l'ASN met en place, pour les réacteurs expérimentaux, un programme visant à renforcer les exigences de sûreté dans deux domaines : la sûreté des dispositifs expérimentaux placés dans les réacteurs, et la sûreté de la gestion des cœurs des réacteurs (placement des éléments combustibles, procédures de divergence).

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'Autorité de sûreté

Comme il a été indiqué au chapitre 7 (§ 7.3.1.3), l'arrêté du 10 août 1984, relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base, donne un cadre général aux dispositions que l'exploitant de toute installation nucléaire de base doit prendre pour concevoir, obtenir et maintenir une qualité de son installation et des conditions de son exploitation, nécessaires pour en assurer la sûreté.

L'arrêté vise en premier lieu à préciser la qualité recherchée au moyen d'exigences définies, puis à l'obtenir par des compétences et des méthodes appropriées, enfin à la garantir en contrôlant le bon respect des exigences.

L'arrêté "qualité" demande également que :

- les écarts et incidents détectés soient corrigés avec rigueur et des actions préventives soient conduites (article 8) ;
- des documents appropriés permettent d'apporter la preuve des résultats obtenus (article 10) ;
- l'exploitant exerce une surveillance de ses prestataires et une vérification du bon fonctionnement de l'organisation adoptée pour garantir la qualité (article 4).

13.2 Politique et programme d'assurance de la qualité d'EDF

Dans le cadre de sa vocation industrielle et de sa mission de service public de production d'électricité, 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 qualité contribue à relever cet enjeu et permet d'apporter les preuves nécessaires pour établir la confiance, condition de l'acceptation du nucléaire par la société.

Il en résulte trois objectifs :

- consolider les acquis et améliorer les résultats là où c'est nécessaire ;
- susciter l'adhésion des acteurs au système qualité, condition indispensable à sa bonne application ;
- disposer d'un système qualité répondant aux exigences réglementaires françaises et aux recommandations internationales concernant la qualité.

Conception, réalisation et exploitation conditionnent le bon fonctionnement des centrales. La politique qualité porte prioritairement sur les activités importantes pour la sûreté et s'appuie sur les principes directeurs suivants.

13.2.1 Faire évoluer le système qualité EDF sur la base des acquis

La nécessité de garantir la sûreté a conduit EDF, pour ses activités nucléaires, 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 ;
- la nécessité d'appliquer, de façon modulée, les prescriptions du système qualité aux activités importantes pour la sûreté, la disponibilité, la maîtrise des coûts et la gestion des ressources humaines.

13.2.2 Utiliser le système qualité EDF comme un outil au service du professionnel

La responsabilité fondamentale de la qualité dans l'exécution d'une activité incombe aux personnes qui ont été chargées de cette exécution. C'est la raison pour laquelle la compétence, l'expérience et la culture de celles-ci sont primordiales pour obtenir la qualité recherchée.

Le système qualité est le fédérateur de ces actions individuelles. Il permet une qualité d'ensemble et l'assurance de la qualité correspondante. Il s'appuie sur les acteurs et leur apporte les méthodes, l'organisation, les outils grâce auxquels ils pourront valoriser leur savoir-faire.

Dans le cadre du système qualité, la hiérarchie a un rôle clé ; elle doit s'impliquer en explicitant les enjeux, en attribuant les ressources, en définissant les objectifs et les priorités et en donnant l'exemple.

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

Les activités importantes vis-à-vis des enjeux du parc sont identifiées. Chaque activité fait l'objet d'une analyse préalable. Cette analyse porte sur les difficultés inhérentes à l'activité et sur les conséquences (en particulier concernant la sûreté) 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, en particulier les méthodes et procédures préétablies à respecter. Ces dispositions préétablies sont un outil à l'usage de l'acteur. Par son attitude interrogative et ses propositions d'amélioration, l'acteur responsable contribue à perfectionner cet outil.

13.2.4 Doter EDF de l'organisation et des moyens adaptés

L'atteinte des objectifs de qualité 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.

Les moyens humains et techniques ainsi que les méthodes et procédures sont adaptés au niveau de qualité requis.

Pour s'assurer de la qualité des prestations, EDF exerce 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 règles d'assurance-qualité. Les contrats entre le donneur d'ordre et ses prestataires définissent clairement les responsabilités de chacun et les exigences applicables.

13.2.5 Garantir la qualité à EDF 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. Ils portent sur le respect des exigences définies lors de l'analyse préalable et sur la maîtrise d'ensemble de l'activité et les interfaces.

Ces processus sont adaptés à l'importance de l'activité et s'appliquent à tous les niveaux, depuis l'acteur individuel jusqu'à l'ensemble du système. Ils comprennent, autant que nécessaire :

Partie C - Article 13 : Assurance de la qualité

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

Cet ensemble participe de la défense en profondeur.

13.2.6 Attester la qualité à EDF par la traçabilité

L'obtention de la qualité est attestée par des documents établis 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.

13.2.7 Anticiper, prévenir et progresser à EDF

Pour prévenir les défauts et améliorer les résultats, une démarche de retour d'expérience est mise en œuvre. Cette démarche est basée sur la collecte des écarts, leur analyse et la recherche de leurs causes profondes ainsi que sur la validation des bonnes pratiques et leur généralisation. L'expérience du parc d'EDF est enrichie par la prise en compte de l'expérience d'autres exploitants.

Dans le cadre de cette démarche, des indicateurs permettent la mise en évidence des tendances et ainsi l'anticipation par des dispositions préventives. Les indicateurs mis en place doivent être peu nombreux, déterminés en fonction de l'objectif visé et construits avec la participation des acteurs concernés.

Des bilans périodiques permettent de prendre acte des acquis et de définir les points sur lesquels doit porter l'effort d'amélioration.

Depuis l'année 2001, EDF a en outre engagé une démarche volontariste d'obtention de la certification ISO 9001 et 14001. A ce jour, toutes les unités d'ingénierie de la Branche Energies sont certifiées ISO 9001. La certification ISO 14001 du Groupe EDF a été obtenue en avril 2002. A fin 2003, la quasi-totalité des unités des Divisions Production Nucléaire, Ingénierie Nucléaire et Combustible Nucléaire ont également obtenu cette certification. Sur plusieurs d'entre elles, un audit de suivi a d'ores et déjà eu lieu, sans remarque de nature à remettre en cause leur certification.

13.3 Politique et programme d'assurance de la qualité des réacteurs de recherche

13.3.1 Politique et programme d'assurance de la qualité du CEA

La qualité, dans la mesure où elle permet d'accroître la fiabilité et le niveau de sûreté atteint, est intimement liée à la sûreté des installations. Il n'est donc pas étonnant de voir le CEA y accorder une très grande importance.

Le manuel qualité du CEA, élaboré par la Direction de la Protection et de la Sûreté Nucléaire, énonce la politique qualité et précise les lignes directrices permettant à toutes les directions et unités du CEA d'organiser leur propre système qualité d'une manière cohérente les unes par rapport aux autres.

La politique qualité du CEA, discutée et approuvée par diverses instances, est fondée sur :

- la responsabilité de la hiérarchie qui en fixe les objectifs, en assure le management par ses décisions et s'implique dans sa mise en œuvre ;
- la participation de chacun par ses efforts d'accroissement de compétence, de rigueur, de transparence et par son souci de transmettre savoir et expérience dans l'intérêt général ;
- la contribution à la maîtrise de la sûreté et de la sécurité.

Partie C - Article 13: assurance de la qualité

La Direction de la sécurité, de la qualité et de la sûreté nucléaire propose au directeur de l'énergie nucléaire la déclinaison de la politique qualité du CEA à appliquer à l'ensemble des installations de la Direction de l'énergie nucléaire.

Cette déclinaison est traduite par DSQS dans le "Manuel qualité sécurité environnement" qui définit les principaux processus de la Direction de l'énergie nucléaire, parmi lesquels on trouve le processus "Maintien en conditions opérationnelles et sûres des installations nucléaires".

Le management par les processus est mis en œuvre à la DEN pour rationaliser le pilotage d'ensemble de ses activités et en permettre l'amélioration continue de façon globalisée afin d'augmenter la satisfaction des "clients" en améliorant simultanément le fonctionnement interne.

Au-delà de la qualité, la politique suivie à la DEN conduit à développer une culture d'entreprise basée sur la sécurité, la sûreté et l'environnement

A chaque niveau hiérarchique, des responsables "qualité" déclinent la politique du CEA en matière de qualité et assurent la concertation, l'animation et le pilotage de sa mise en œuvre dans l'unité. Des échanges organisés entre les responsables qualité permettent le relais et la démultiplication de l'expérience acquise.

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.

C'est ainsi que chaque année, une trentaine d'audits sont effectués dans les réacteurs de recherche dont une dizaine à l'installation Phénix. Les thèmes principaux abordés lors des audits sont :

- la conduite de l'installation ;
- la maintenance,
- le processus d'essais : maîtrise des équipements de contrôle, de mesure et d'essais ;
- le zonage et le processus de tri, conditionnement et évacuation des déchets,
- la maîtrise des risques liés aux travaux.

Les grands objectifs fixés par le Directeur de l'énergie nucléaire pour 2005 sont :

- la certification ISO 9001 V2000 de l'ensemble de la DEN pour mi-2005 ;
- la certification ISO 14000 des centres de Cadarache, Saclay et Valrho pour fin 2005.

13.3.2 Politique et programme d'assurance de la qualité au réacteur à haut flux RHF de l'ILL

La Division Réacteur a la charge d'exploiter le réacteur et ses annexes (Source froide, Détrition, instruments de physique particuliers). Etant donné l'importance particulière pour la sûreté que présentent ces activités d'exploitation, et conformément aux dispositions de l'arrêté "qualité" du 10 août 1984, il est mis en place une organisation d'Assurance de la Qualité destinée à garantir que le niveau de qualité requis (défini lors de la conception ou lors d'analyses ultérieures) est obtenu et maintenu, et à permettre d'en apporter la preuve.

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

- 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 d'entre eux, les exigences requises. Ces activités (et matériels) sont dits à "qualité surveillée" (A.Q.S. et M.Q.S.).

Partie C - Article 13 : Assurance de la qualité

- II : Les agents qualifiés pour exercer une activité à "qualité surveillée" (établissement de documents, vérifications techniques ou gestionnaires...) sont désignés par le Chef d'exploitation. Ces agents sont dits "habilités".
- 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". A ce titre ils subissent un contrôle technique, ou contrôle interne, et un contrôle gestionnaire ou contrôle externe.
- IV : Les documents à qualité surveillée sont tenus à jour et conservés pendant une durée garantie dépendant de l'importance du document.
- 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.
- 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.

13.4 L'analyse de l'Autorité de sûreté

Le retour d'expérience des incidents et accidents survenant sur les installations nucléaires ainsi que les constats d'inspection permet à l'ASN d'apprécier, par l'analyse des dysfonctionnements intervenus, l'application de l'arrêté qualité d'août 1984.

13.4.1 Aspect assurance de la qualité de l'exploitation des réacteurs électronucléaires

13.4.1.1 Surveillance générale de la qualité en exploitation

L'ASN s'attache lors de ses inspections et quel que soit le domaine (exploitation, maintenance, radioprotection) 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 associées aux opérations, les modalités de surveillance interne des opérations.

13.4.1.2 Aspect de la qualité lié à l'emploi de prestataires

Les opérations de maintenance des réacteurs électronucléaires sont dans la grande majorité sous-traitées par EDF à des entreprises extérieures. Cette activité très dépendante du planning des arrêts des centrales concerne environ 20 000 personnes chaque année. La qualité de l'exploitation est donc particulièrement dépendante de la qualité de ces prestataires de services.

Si la mise en place d'une telle politique industrielle relève d'un choix stratégique qui appartient à l'exploitant, l'Autorité de sûreté nucléaire est quant à elle chargée, en application de l'arrêté ministériel du 10 août 1984, de contrôler qu'EDF exerce toujours sa responsabilité sur la sûreté de ses installations par la mise en place d'une démarche qualité concernant les conditions de cette sous-traitance.

Dans ce cadre, les axes principaux de contrôle de l'Autorité de sûreté sont les suivants.

13.4.1.2.1 Le choix et la surveillance des prestataires

Afin de répondre aux exigences de l'arrêté ministériel du 10 août 1984, EDF dispose d'un système de sélection de ses prestataires reposant sur une évaluation de leur savoir-faire technique et de leur organisation qualité. En complément à cette démarche de qualification préalable, en tant que responsable de son installation, EDF se doit également d'exercer ou de faire exercer une surveillance de ses prestataires et d'utiliser le retour d'expérience afin de valider en continu leur qualification.

Le contrôle de ce système de qualification des prestataires fait l'objet d'inspections de l'Autorité de sûreté nucléaire sur les CNPE, mais également dans les services centraux d'EDF responsables de ce processus.

En particulier, l'adaptation du système en place à la politique récente d'EDF de développer le recours à des "prestations intégrées" (marché passé avec un prestataire regroupant sur une seule commande une activité de maintenance faisant appel à des métiers différents comportant une mission de coordination des métiers et des chantiers déléguée au titulaire du contrat) a été abordée en ce qui concerne la maîtrise de la sous-traitance de second niveau que cela implique.

Enfin, en ce qui concerne la surveillance de terrain exercée sur les prestataires, l'Autorité de sûreté juge au travers de ses inspections de chantiers qu'EDF doit encore accomplir des progrès significatifs sur cet aspect de la maîtrise de sa sous-traitance.

13.4.1.2.2 Les conditions de réalisation des interventions

Un facteur important qui détermine la qualité de la réalisation d'une intervention est le soin avec lequel celle-ci a été préparée et le temps dont le prestataire a bénéficié pour cela. Concernant la préparation des interventions, l'Autorité de sûreté nucléaire a noté une nette amélioration de l'anticipation des commandes, et donc de la visibilité donnée aux prestataires concernant leur plan de charge : en 2002 la moitié des sites, en phase d'arrêt de tranche, a passé au moins 40% des commandes plus de quatre mois avant le début des arrêts (à comparer au chiffre de 20% de commandes en 2001).

13.4.1.2.3 La radioprotection et les conditions de travail

Concernant la radioprotection des intervenants, l'Autorité de sûreté nucléaire s'attache à vérifier l'égalité de traitement par EDF des travailleurs du nucléaire, indépendamment de leur statut de prestataires ou de salariés de l'exploitant.

Si le contrôle des conditions de travail visant la protection des individus relève de l'inspection du travail, l'Autorité de sûreté nucléaire considère pour sa part que des conditions de travail dégradées sont également préjudiciables à la qualité des interventions et donc à la sûreté. Les inspecteurs du travail et ceux des INB sont ainsi appelés à échanger sur ce sujet d'intérêt commun (analyse des accidents du travail, respect de la durée du temps de travail...). Il est intéressant de souligner que dans de nombreux cas, en ce qui concerne les installations d'EDF, la charge d'inspecteur des INB et celle d'inspecteur du travail sont attribuées à une même personne.

13.4.1.2.4 Le marché des prestataires

Le choix effectué par l'exploitant d'externaliser une partie de la maintenance de ses réacteurs ne doit pas engendrer de situation de dépendance qui lui ferait perdre le contrôle de la planification ou de la qualité des interventions réalisées (défaillance d'entreprise en situation de monopole sur une activité particulière, manque de ressources chez les prestataires par rapport au volume d'activité, etc.).

Si EDF a mis en place une structure de surveillance du marché de ses prestataires et de suivi des ressources disponibles, l'Autorité de sûreté nucléaire souhaitant avoir une vision indépendante de l'exploitant sur ce domaine a lancé en 2003 un audit spécifique dont les résultats sont attendus en 2004.

13.4.2 Aspect assurance de la qualité de l'exploitation des réacteurs de recherche

Contrairement aux réacteurs électronucléaires, la maintenance des réacteurs de recherche fait beaucoup moins appel à des prestataires extérieurs, sauf lorsqu'il s'agit d'opérations de maintenance exceptionnelles.

Dans ce contexte, l'ASN vérifie, notamment par le biais d'inspections, l'application des principes d'assurance qualité par l'exploitant lors de l'exploitation et de la maintenance des réacteurs. Un point

Partie C - Article 13 : Assurance de la qualité

d'attention particulier pour l'ASN est le contrôle par l'exploitant du réacteur des activités menées par les services techniques mutualisés sur un centre CEA, qui a pu avoir tendance par le passé à être réalisé de façon moins rigoureuse que lorsqu'il s'agissait d'un sous-traitant extérieur, du fait de l'appartenance au CEA des intervenants.

Les opérations de maintenance exceptionnelles font l'objet de programmes de surveillance spécifiques par l'ASN, décidés pour chaque cas individuel. Une réflexion est en cours pour formaliser d'une manière générale les exigences de l'ASN en matière d'assurance qualité et de mise à jour de la documentation après une opération de maintenance exceptionnelle et avant redémarrage.

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.*

Comme l'indique le texte du présent article, "des évaluations de sûreté approfondies et systématiques doivent être réalisées avant la construction et la mise en service d'une installation nucléaire et pendant toute la durée de sa vie". Ces évaluations s'intègrent dans le processus d'autorisation et de contrôle qui régit toutes les étapes de la vie d'une installation, depuis la conception et le choix du site jusqu'à son démantèlement. Le présent chapitre doit donc être lu en liaison avec le chapitre 7 pour la description du cadre réglementaire et les chapitres 17 à 19 pour la description des processus d'autorisation.

14.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté

14.1.1 Demande initiale concernant les réacteurs nucléaires

Lorsqu'un site est pressenti par un exploitant pour la construction d'un réacteur nucléaire, l'ASN analyse les caractéristiques du site liées à la sûreté. Lorsqu'un exploitant envisage de construire un réacteur de type nouveau, l'ASN fait examiner la proposition par le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs (GPR) et transmet à l'exploitant les questions dont il devra tenir compte dans sa demande d'autorisation.

L'octroi de l'autorisation de création d'un réacteur nucléaire repose sur l'analyse par le GPR d'un rapport préliminaire de sûreté remis par l'exploitant à l'appui de sa demande. L'autorisation de mise en service est subordonnée à l'examen par le GPR d'un rapport provisoire de sûreté, accompagné des règles générales d'exploitation provisoires et d'un plan d'urgence interne, remis par l'exploitant. La mise en service définitive est prononcée après l'examen par le GPR d'un rapport définitif de sûreté, accompagné des règles générales d'exploitation et d'un plan d'urgence interne, prenant en compte les leçons tirées du fonctionnement depuis le premier démarrage.

Le contenu des différents rapports demandés est indiqué dans l'instruction du 27 mars 1973 prise en application du décret n° 73-278 du 13 mars 1973. En ce qui concerne les réacteurs nucléaires, le plan type des rapports de sûreté est présenté dans l'annexe 2.

Les examens successifs par le GPR des dossiers fournis par l'exploitant se font sur la base de rapports d'analyse élaborés par l'IRSN.

14.1.2 Surveillance continue des réacteurs

La surveillance continue de la sûreté des installations nucléaires s'appuie sur les règles générales d'exploitation et le contrôle de la maintenance (présentés au chapitre 19) et fait l'objet de l'essentiel du programme d'inspection de l'ASN dont les modalités sont présentées au chapitre 7.

En pratique chaque centrale électronucléaire fait l'objet en moyenne d'une vingtaine d'inspections par an, compte non tenu des réunions techniques entre les exploitants et l'ASN. En outre un contact fréquent, a minima par téléphone, est maintenu entre l'exploitant et l'échelon régional de l'ASN. Les

réacteurs de recherche font l'objet d'une surveillance de même type mais avec une fréquence moins élevée.

14.1.3 Réexamens de sûreté des réacteurs et visites décennales

14.1.3.1 Principes généraux

La sûreté d'une installation nucléaire repose sur une analyse de sûreté réalisée à l'origine, qui permet de démontrer que l'installation satisfait aux exigences de sûreté qui lui ont été imposées. Cette analyse de sûreté d'origine nécessite toutefois d'être réexaminée périodiquement, pour deux raisons majeures. La première est que l'installation évolue : elle peut être modifiée ou présenter des écarts lors de sa construction, et les effets du vieillissement peuvent générer des dégradations. La seconde est que les exigences de sûreté elles-mêmes évoluent : l'ASN considère en effet que les exigences de sûreté doivent suivre l'évolution des techniques et le progrès des connaissances, et que ce qui était jugé acceptable à un moment donné peut ne plus l'être ultérieurement.

Cette disposition est prévue par l'article 5 du décret n°63-1223 du 11 décembre 1963 modifié qui stipule notamment que les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie "peuvent conjointement demander à tout moment à l'exploitant de procéder au réexamen de la sûreté de l'installation".

C'est précisément l'objet des réexamens de sûreté que de reconsidérer la démonstration de sûreté d'origine et, d'une part de vérifier que les installations restent conformes à leurs exigences initiales, d'autre part de faire progresser leur niveau de sûreté. Les réexamens de sûreté revêtent donc une importance de premier plan, tout à la fois pour détecter d'éventuels écarts de conformité, s'assurer de la maîtrise des phénomènes de vieillissement, et améliorer la sûreté des installations, dans une démarche réaliste de réduction des risques. Le processus de réexamen se déroule sur plusieurs années et nécessite des moyens importants pour l'exploitant, mais aussi pour l'ASN et son appui technique l'IRSN.

14.1.3.2 Spécificité du réexamen de sûreté des réacteurs électronucléaires

La démarche générale suivie lors des réexamens de sûreté procède d'une double comparaison.

- La comparaison de l'état des installations à leur référentiel de conception, en prenant en compte les modifications introduites depuis leur construction : c'est l'examen de conformité.

L'examen de conformité, tel qu'il est pratiqué en France sur les réacteurs de puissance, revêt une ampleur unique au monde. Les examens de conformité réalisés sur les réacteurs de 900 et 1300 mégawatts comprenaient, entre autres, la vérification de la conformité des dispositions de protection contre les agressions externes, dont les conditions météorologiques extrêmes et le séisme, contre les agressions internes comme les ruptures de tuyauteries à haute énergie, ou encore la vérification de l'aptitude des équipements à fonctionner en conditions d'ambiance dégradée (ce que l'on appelle la qualification aux conditions accidentelles). Un « programme d'investigations complémentaires » a de plus été défini, pour contrôler les parties de l'installation qui ne bénéficient pas de programmes de maintenance, comme par exemple certaines portions de tuyauteries ou des réservoirs inaccessibles en fonctionnement normal.

Chaque réacteur est ainsi passé en revue de manière approfondie, et les éventuelles anomalies sont répertoriées, l'objectif étant que les réacteurs soient conformes à leurs hypothèses de conception au plus tard lors de leurs visites décennales. Pour les anomalies à fort enjeu de sûreté, l'ASN peut toutefois imposer des délais de remise en conformité plus courts.

- La comparaison du niveau de sûreté de l'installation à celui qui est exigé pour des réacteurs plus récents, l'examen des conséquences de l'application rétroactive de règles de sûreté plus récentes, la comparaison aux meilleures pratiques internationales, et la prise en compte des enseignements tirés de l'exploitation des réacteurs : c'est la réévaluation de sûreté.

L'ASN demande à l'exploitant d'étudier les conséquences de l'application d'exigences de sûreté plus contraignantes, et de proposer, lorsque cela est faisable, de modifier les centrales. Ces modifications sont en règle générale réalisées lors des visites décennales des réacteurs, qui, pour un même palier, peuvent s'échelonner sur une dizaine d'années.

Dans la pratique, compte tenu de la conception standardisée des réacteurs par paliers, ce réexamen est mené conjointement sur l'ensemble des réacteurs d'un même palier, ce qui permet de mutualiser une grande partie des études et d'asseoir le réexamen sur un retour d'expérience élargi.

Il faut ajouter à cela des démarches qui, à strictement parler, n'entrent pas en France dans le cadre du réexamen de sûreté, mais procèdent du même esprit de vérification de conformité et d'augmentation des exigences : il s'agit en particulier de la révision, en cours, des autorisations de rejets d'effluents des centrales, et de l'application de l'arrêté ministériel du 31 décembre 1999 sur la protection de l'environnement.

Au terme du réexamen, l'ASN se prononce sur la poursuite de l'exploitation des réacteurs jusqu'à la prochaine visite décennale.

14.1.3.3 Les visites décennales des réacteurs électronucléaires

L'arrêté du 10 novembre 1999 exige que chaque circuit primaire principal et chaque circuit secondaire principal des réacteurs à eau sous pression fasse l'objet, tous les dix ans, d'une requalification comprenant une visite complète et une épreuve hydraulique. La visite complète sert à vérifier l'état de l'installation en complément des contrôles périodiques réalisés lors des arrêts pour rechargement, en étendant les contrôles à des zones qui ne sont pas inspectées régulièrement. C'est aussi à cette occasion qu'est contrôlée la cuve du réacteur, en particulier sa zone la plus irradiée, située face au cœur du réacteur, et ses soudures.

L'épreuve hydraulique du circuit primaire principal, qui consiste à soumettre ce circuit à une pression 1,2 fois supérieure à la pression de calcul, constitue un test global de résistance à la pression. Ce test ne prend pas en compte l'ensemble des types de chargements que subit l'appareil en service, mais il permet de mettre en évidence des défauts importants dans des zones non suspectées. Ce fut le cas en 1991 pour la détection de la fissuration des adaptateurs des couvercles de cuves, comme en 1989 pour la détection de la fissuration des piquages des pressuriseurs des réacteurs de 1300 MWe.

14.1.3.4 Le réexamen de sûreté des réacteurs de recherche

Beaucoup d'installations actuelles du CEA ont été mises en exploitation au début des années 1960. Ces installations, de conception ancienne, voient leurs équipements devenir vétustes. Elles ont également subi des modifications au cours du temps, parfois sans réexamen d'ensemble du point de vue de la sûreté. Aujourd'hui, des dispositions compensatoires sont nécessaires pour rendre satisfaisante la sûreté de ces installations sur le moyen, voire le long terme.

L'ASN a fait savoir aux exploitants qu'elle considère comme nécessaire de réévaluer la sûreté des installations anciennes tous les dix ans environ. Sont en cours au CEA les réévaluations de sûreté des réacteurs Cabri et Masurca du site de Cadarache.

Le CEA a prévu de lancer les réévaluations de sûreté de ses autres installations dans les six prochaines années selon un planning qui a été approuvé par l'ASN en 2002. L'ASN prévoit de préciser, en 2004, ses attentes en matière de réexamen de sûreté des installations du CEA en termes de responsabilité, de contenu et de planification.

14.2 Evaluations et vérifications de sûreté réalisées sur les réacteurs électronucléaires

14.2.1 Examen initial par EDF

Le rapport de sûreté indique et justifie auprès de l'ASN les dispositions retenues à chaque étape de la vie de l'installation (conception, construction, mise en service, exploitation et déconstruction) 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 demande d'autorisation de création, déposée par EDF auprès des pouvoirs publics, est accompagnée d'un dossier comportant une étude d'impact sur l'environnement et une étude de dangers. Le rapport préliminaire de sûreté décrit les dispositions prises pour assurer la sûreté au niveau de la conception et de la construction. Six mois avant le début des essais de démarrage, EDF présente le rapport provisoire de sûreté accompagné d'une demande d'approbation préalable du chargement et du fonctionnement à puissance réduite. Ce rapport comporte toutes les précisions nécessaires sur la réalisation effective de l'installation et sur les conditions de son démarrage, ainsi que les règles générales d'exploitation et le plan d'urgence interne, à l'état provisoire. Après un délai fixé par le décret d'autorisation de création (en général 10 ans), EDF présente le rapport définitif de sûreté et les règles générales d'exploitation, accompagnés d'une demande de mise en service normale.

Comme exigé réglementairement, EDF procède tous les 10 ans à une visite complète de l'installation avec en particulier un contrôle de la cuve du réacteur, une requalification complète du circuit primaire principal, et une épreuve en pression de l'enceinte de confinement.

14.2.2 Réexamen de sûreté par EDF

Afin de prendre en compte à la fois l'effet du temps sur les installations, l'évolution des attentes en matière de sûreté et les progrès des connaissances, EDF procède, outre l'analyse permanente du retour d'expérience, à un réexamen de sûreté mené par palier technique, à intervalles réguliers.

La première mise en œuvre de ce réexamen a été engagée en 1988 pour les réacteurs les plus anciens du parc, soit Fessenheim et le Bugey (palier CP0). Il s'agissait notamment d'effectuer une analyse de ces tranches en les comparant au palier CP1-CP2 afin d'obtenir un niveau de sûreté global homogène pour tous les paliers 900 MWe. Le réexamen de sûreté a ensuite été engagé sur le palier CP1-CP2. Ce réexamen, dit réexamen VD2 (c'est-à-dire pour la deuxième visite décennale), s'est conclu, après le redémarrage de la tranche tête de série, par l'approbation du rapport de sûreté mis à jour. Les modifications sont mises en œuvre au cours de l'arrêt décennal de chacune des tranches du palier. Le réexamen VD3 a été engagé dès la clôture du réexamen VD2, et a fait l'objet d'un avis du GPR en 2003 quant à son contenu. Sur le palier 1300 MWe, le réexamen VD2 a été engagé et a fait l'objet de plusieurs séances du GPR préalablement à la définition du lot de modifications associées aux secondes visites décennales. Le résultat du réexamen est intégré dans une mise à jour du rapport de sûreté qui sera envoyée à l'ASN préalablement à la prochaine visite décennale de la tranche tête de série.

La démarche de réexamen approuvée par l'ASN comporte trois phases :

- une description du référentiel des exigences de sûreté constitué par un ensemble de règles, critères et spécifications applicables à un palier technique ;
- une démonstration de la conformité des tranches au référentiel identifié. Cette démonstration comporte deux volets :

Partie C- Article 14: Evaluation et vérification de la sûreté

- i. une démonstration de la conformité de la conception aux exigences de sûreté. Cette partie est constituée d'études pour l'essentiel communes au palier entier,
- ii. une démonstration de la conformité des tranches à leur conception. Cette partie est effectuée sur chaque site par l'exploitant,
- une évaluation de l'actualité et de la complétude du référentiel des exigences de sûreté à partir de l'examen de tous les enseignements importants pour la sûreté et des référentiels applicables aux réacteurs plus récents, avec identification éventuelle des modifications à apporter à l'état standard de réalisation du palier au cours de la visite décennale (VD).

Cette démarche permet d'identifier clairement les exigences de sûreté applicables à un palier technique donné et de s'assurer de la conformité des tranches à ce référentiel. Elle met en outre en évidence les points de sûreté devant faire l'objet d'une analyse approfondie au vu notamment du retour d'expérience français ou étranger et de l'évolution des connaissances. Cette analyse peut conduire à une évolution du référentiel qui correspond à un nouvel état de référence, avec une mise à jour du rapport de sûreté «édition VDn» et intégration des modifications correspondantes.

Description du référentiel de sûreté

A titre d'exemple, pour le palier technique 1300 MWe, le référentiel des exigences de sûreté en amont de la VD2 (deuxième visite décennale) correspond au Rapport de sûreté édition 1998. De même, pour le palier technique 900 MWe, le référentiel des exigences de sûreté en amont de la VD3 (troisième visite décennale), correspond au Rapport de sûreté édition VD2.

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.

Tout d'abord, 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.

Ensuite, en exploitation, l'exploitant (la DPN) veille au maintien de la conformité des installations aux exigences de sûreté qui lui sont applicables en s'appuyant sur les dispositions organisationnelles définies par le manuel qualité, selon des modalités de surveillance permanente (application des STE...) ou périodique (essais périodiques "EP", programme de base de maintenance préventive "PBMP"...).

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 tranches réelles, ceci venant en complément des dispositions de surveillance préexistantes. Pour les VD2 ces contrôles se composent d'un programme d'«examen de conformité» et d'un «programme d'investigations complémentaires» (PIC).

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 de sûreté (classement des matériels IPS, qualification aux conditions accidentelles, grand froid, tenue au séisme, risque d'inondation, risque de rupture de tuyauterie haute énergie...) et permettant d'établir dans certains domaines un «point zéro» de l'état des installations (ex : génie civil). 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 tranches, 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. La maîtrise d'œuvre en a été placée sous la responsabilité de chaque CNPE, avec un pilotage

stratégique au niveau de la direction du CNPE et une équipe projet ayant à sa tête un pilote opérationnel.

Pour le réexamen VD2, les actions de contrôles correspondantes ont été menées dans la période 1997-2000 sur le palier 900 MWe en s'appuyant sur un premier REX issu des sites têtes de série (Tricastin et Fessenheim). Elles ont été menées dans la période 1999-2003 sur le palier 1300 MWe (sites têtes de série Paluel et Cattenom).

Le PIC correspond à des contrôles non destructifs (CND) répartis sur plusieurs tranches et réalisés lors des visites décennales. Son objectif est de confirmer la validité des hypothèses (modes de dégradation) sur lesquelles reposent les programmes de base de maintenance préventive. Il est effectué au début de la période des visites décennales.

Evaluation du référentiel par EDF

Tous les faits nouveaux, qu'ils résultent du retour d'expérience national ou international ou d'études particulières ou d'évolutions décidées sur les paliers ultérieurs, sont examinés et les points les plus sensibles évalués sous l'angle de leur impact sur le niveau de sûreté du palier. Lorsqu'il apparaît que leur intérêt est suffisamment élevé et l'emporte nettement sur les inconvénients qu'elles présentent par ailleurs, des évolutions sont apportées au référentiel des exigences de sûreté. S'il y a lieu des études de vérification sont reprises. Les études probabilistes de sûreté sont éventuellement utilisées, en particulier pour la recherche et l'analyse des précurseurs d'accidents ou la hiérarchisation des principales composantes du risque et l'évaluation du niveau de sûreté.

A titre d'exemple, l'évaluation du référentiel de sûreté à l'issue des VD2 du palier 900 MWe (CP0, CP1-CP2) a été engagée en 2001 en vue de préparer les VD3.

14.3 Evaluations et vérifications de sûreté réalisées pour les réacteurs de recherche

Ainsi qu'il a été indiqué au chapitre 6, après plus de 20 années de fonctionnement, l'ASN a souhaité en 1995 qu'un point d'ensemble soit fait sur l'état de sûreté du réacteur Phénix. La réévaluation de sûreté du réacteur Phénix a conduit à réaliser des travaux très importants qui sont décrits au chapitre 6. Les conclusions positives du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs, en octobre 2002, ont conduit l'Autorité de sûreté nucléaire à autoriser, en janvier 2003, la reprise du fonctionnement en puissance du réacteur Phénix. Le 51^{ème} cycle de fonctionnement de la centrale a débuté en juin 2003.

Durant les trois dernières années, des Groupes permanents se sont réunis durant plusieurs journées pour traiter des réacteurs suivants du CEA:

- le Réacteur Jules Horowitz, réacteur qui est en cours de conception et qui doit être construit durant la prochaine décennie sur le site de Cadarache (voir chapitre 17 et 18);
- le Réacteur CABRI, situé sur le site de Cadarache, en complète rénovation.

Par ailleurs, les demandes de l'ASN ont conduit le CEA à entreprendre, sur l'ensemble des installations, des études détaillées sur différents thèmes, notamment :

- la tenue aux séismes;
- la protection contre l'incendie;
- la protection contre les agressions internes et externes.

Enfin le réexamen de sûreté du RHF a été engagé en 1995 par l'ASN. Les demandes de l'ASN et les engagements de l'exploitant lors de la réévaluation de sûreté ont essentiellement pour but d'atteindre les objectifs suivants :

- mettre le RHF aux normes sismiques actuelles : renforcement de tous les bâtiments qui le nécessitent, création d'EIS-S (éléments importants pour la sûreté en cas de séisme) qui restent opérationnels après le séisme de référence retenu pour le dimensionnement ;
- compléter la démonstration de la prise en compte du risque d'inondation ;
- réactualiser l'ensemble des domaines suivants : calculs des conséquences radiologiques des situations accidentelles de dimensionnement, protection contre le risque d'incendie et d'explosion, confinement de l'installation, alimentation électrique et contrôle commande, protection contre les rayonnements.

Les difficultés rencontrées lors de cette réévaluation portent essentiellement sur les conséquences d'un séisme proche sur l'installation. A l'issue du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs, qui s'est tenu le 2 mai 2002, l'ASN a demandé que soient rapidement engagés les travaux de renforcement sismique de l'installation déjà proposés et que de nouvelles études lui soient transmises afin d'achever l'examen de cette réévaluation de sûreté.

Une organisation projet spécifique, le Refit Management Committee, a été mise en place avec des moyens importants, de l'ordre de 20 M€ sur 4 ans (2003-2006), pour effectuer l'ensemble des études et travaux correspondants à ces engagements.

14.4 L'analyse de l'Autorité de sûreté

14.4.1 Réévaluation de sûreté des réacteurs électronucléaires

Pour les réacteurs de puissance, pour lesquels l'essentiel du réexamen est réalisé simultanément sur tous les réacteurs d'un même palier, plusieurs étapes importantes ont été franchies en 2002 : la conclusion du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 mégawatts pour leurs 20 ans de fonctionnement, l'examen par l'ASN des études menées par EDF pour le réexamen correspondant des réacteurs de 1300 mégawatts, et le démarrage du réexamen des réacteurs de 900 mégawatts dans la perspective de leurs troisièmes visites décennales.

14.4.1.1 Conclusion du réexamen de sûreté à 20 ans des réacteurs de 900 MWe

Ce réexamen a été engagé en 1987 pour les réacteurs de Fessenheim et du Bugey, et en 1990 pour les autres réacteurs de 900 mégawatts. Dans un premier temps, jusqu'en 1995, son objectif a été de rendre homogène le niveau de sûreté de tous les réacteurs de 900 mégawatts : plusieurs modifications de conception ont ainsi été définies pour les centrales les plus anciennes, celles de Fessenheim et du Bugey, de sorte qu'il est maintenant possible de considérer qu'elles ont le même niveau de sûreté que les autres réacteurs de 900 mégawatts.

Un examen de conformité de grande ampleur a permis de révéler et de corriger des non-conformités, notamment en ce qui concerne la résistance des matériels au séisme et leur qualification aux conditions accidentelles.

La démarche de réévaluation s'est appuyée sur une comparaison des réacteurs de 900 mégawatts avec les réacteurs de 1300 mégawatts et ceux du palier N4, les plus récents. Des études probabilistes de sûreté ont été utilisées pour mettre en lumière des scénarios de défaillance dont l'importance n'avait pas été perçue jusqu'alors. Plusieurs modifications destinées à améliorer la sûreté ont été jugées nécessaires par l'ASN : citons, à titre d'exemple, l'ajout de moyens de chauffage pour garantir le fonctionnement des matériels en cas de grand froid, ou encore l'amélioration de la fiabilité de certains systèmes importants pour la sûreté comme le système d'alimentation auxiliaire en eau des générateurs de vapeur, les systèmes de ventilation ou le turbo-alternateur de secours.

Ce réexamen a donc permis de faire progresser de façon significative le niveau de sûreté des réacteurs concernés. Au terme de l'exercice, l'ASN a approuvé un nouveau rapport de sûreté standard pour ces

réacteurs, et s'est prononcée favorablement sur la poursuite de leur exploitation jusqu'aux troisièmes visites décennales.

Les visites décennales, au cours desquelles les modifications susmentionnées sont intégrées, ont commencé en 1999 et se termineront en 2010.

14.4.1.2 Réexamen de sûreté à 20 ans des réacteurs de 1300 mégawatts

Ce réexamen de sûreté après 20 années d'exploitation a débuté en 1997. La réévaluation de sûreté est réalisée par rapport aux exigences en vigueur pour les réacteurs du palier N4. L'ASN a consulté en 2002 son Groupe permanent d'experts pour les réacteurs sur la validité des études menées par EDF, et a considéré que certaines propositions ne pouvaient être acceptées en l'état. Un nouveau dossier incluant les résultats des études et les enseignements à tirer, notamment en terme de modification des installations ou d'évolution des modes d'exploitation et de maintenance, sera soumis à l'avis du Groupe permanent dans le courant de 2005.

L'examen de conformité dont le programme englobe l'ensemble des vérifications réalisées sur les réacteurs de 900 mégawatts et qui inclut des points comme la protection contre les agressions en provenance de l'environnement industriel des réacteurs, la protection contre les projectiles internes et l'opérabilité des matériels appelés en situations incidentelles ou accidentelles, est en cours d'achèvement sur l'ensemble des sites du palier 1300 MWe. En 2003, les sites de Paluel, Saint-Alban, Flamanville et Cattenom ont présenté à la DGSNR et à l'IRSN le bilan de leur examen de conformité.

Une large part des modifications qui découlent de la réévaluation de sûreté a déjà été définie. Elles seront réalisées sur les réacteurs de 1300 mégawatts, lors des deuxièmes visites décennales, à partir de 2005.

14.4.1.3 Lancement du réexamen de sûreté à 30 ans des réacteurs de 900 mégawatts

En 2003, à l'issue de premières discussions techniques et d'une consultation du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs, l'ASN a défini les orientations du réexamen de sûreté des 34 réacteurs de 900 MWe, associé à leurs troisièmes visites décennales.

L'ASN s'est appuyée sur le retour d'expérience national et international et sur une comparaison avec les modèles de réacteurs les plus récents, y compris le projet de réacteur EPR, pour définir le périmètre du réexamen.

Ces orientations sont précisées dans une lettre du 9 octobre 2003 qui engage ce réexamen de sûreté, détermine les contours et les orientations des études qu'EDF devra effectuer, ainsi que les échéances à respecter afin que les modifications qui en découleront soient intégrées sur les réacteurs de 900 MWe lors de leurs troisièmes visites décennales, à partir de 2008.

L'ASN a également demandé que les études portant sur le risque, en situation accidentelle, de colmatage des filtres des puisards situés dans le bâtiment réacteur soient traitées en priorité et étendues à tous les types de réacteurs.

14.4.2 Analyse des mesures prises pour les réacteurs de recherche

Après d'importants travaux de rénovation du réacteur Phénix, et après un dernier examen par le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires des derniers dossiers relatifs à la remise en état des générateurs de vapeur du réacteur fin 2002, l'ASN a indiqué au CEA qu'elle considérerait que des réponses satisfaisantes avaient été apportées sur les sujets liés au réexamen de sûreté de l'installation et préalables à la remontée en puissance du réacteur. L'ASN a ainsi fait savoir au CEA en janvier 2003 qu'elle n'avait pas d'objection à la reprise du fonctionnement du réacteur, à la puissance partielle de 350 MWth, pour les six cycles d'irradiations restant à effectuer jusqu'en 2008.

Partie C- Article 14: Evaluation et vérification de la sûreté

Le premier cycle a été autorisé en juin 2003, ce qui a permis au CEA de reprendre le fonctionnement en puissance du réacteur Phénix en juillet 2003. Quelques difficultés dans la partie non nucléaire de l'installation, dues à l'arrêt prolongé du réacteur, ont retardé la remontée en puissance. Enfin, la découverte d'une fuite sur le resurchauffeur du générateur de vapeur n° 1 a conduit le CEA à arrêter le réacteur en septembre 2003. Le redémarrage du réacteur a été soumis à l'autorisation de l'ASN. Celle-ci a été accordée en novembre 2003, après analyse des expertises du CEA visant à identifier les origines de la fuite.

L'ASN a pris note de l'engagement du CEA de procéder à la réévaluation de la sûreté des installations anciennes tous les dix ans environ. Ce dernier a prévu de les avoir lancées pour tous ses réacteurs de recherche dans les six prochaines années selon un planning qui a été approuvé par l'ASN en 2002. L'ASN prévoit de préciser, en 2004, ses attentes en matière de réexamen de sûreté des installations du CEA en termes de responsabilité, de contenu et de planification.

Quant à l'ILL, des dossiers sont attendus en 2004 pour permettre de terminer le réexamen de sûreté de l'installation qui a débuté il y a plusieurs années.

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 La réglementation en radioprotection

Depuis la publication des directives 96/29 et 97/43 Euratom, une mise à jour complète des dispositions législatives et réglementaires concernant la radioprotection contenues dans le code de la santé publique et dans le code du travail a été entreprise. La partie législative en a été actualisée en 2001 ; les décrets d'application ont été publiés en 2002 et 2003.

La nouvelle partie législative du code de la santé publique (chapitre V.I « Rayonnements ionisants ») est pratiquement achevée. Restent encore à publier les nouvelles dispositions en préparation concernant l'inspection de la radioprotection ; ces dernières font partie du projet de loi relatif à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire.

Pour la partie réglementaire, ont été publiés successivement le décret n°2002-460 du 4 avril 2002 relatif à la protection des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants, le décret n° 2003-270 du 24 mars 2003 relatif à la protection des personnes exposées à des rayonnements ionisants à des fins médicales et médico-légales, le décret n°2003-295 du 31 mars 2003 relatif aux interventions en situation d'urgence radiologique et en cas d'exposition durable et le décret n°2003-296 du 31 mars 2003 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants.

Les décrets 2002-460, 2003-270 et 2003-295 sont maintenant codifiés dans le chapitre III « Rayonnements ionisants » de la partie réglementaire (articles R.1333-1 à R.1333-92) du Code de la Santé publique. Le décret 2003-296 est codifié dans la section VIII « Prévention du risque d'exposition aux rayonnements ionisants » du code du travail.

La mise en application effective de certaines de ces nouvelles dispositions réglementaires reste tributaire de la publication d'arrêtés ; plusieurs (9) ont été publiés en 2003, d'autres seront publiés en 2004.

15.1.1 Le cadre législatif et réglementaire de la radioprotection

15.1.1.1 Le code de la santé publique

Le nouveau chapitre V.I « Rayonnements ionisants » de la partie L du code de la santé publique vise la totalité 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.

Les principes généraux de radioprotection (justification, optimisation, limitation), établis au niveau international (CIPR) et repris dans la directive 96/29 Euratom, sont inscrits dans le code de la santé publique (art. L.1333-1). Ils orientent l'action réglementaire dont l'ASN a la responsabilité.

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 ».

Selon le type d'activité, la prise de décision en matière de justification relève de différents niveaux d'autorité : elle appartient au Gouvernement pour les questions qui relèvent de l'intérêt général comme dans le cas du recours à l'énergie nucléaire, elle est confiée par délégation du ministre chargé de la santé au DGSNR dans le cas de sources utilisées à des fins médicales, industrielles et de recherche, elle relève de la compétence de l'AFSSAPS s'il s'agit de mettre sur le marché un nouveau dispositif médical irradiant, et de celle des médecins lors de la prescription et de la réalisation d'un acte à finalité diagnostique ou thérapeutique.

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. Soit l'interdiction est prononcée de façon générique (exemple : interdiction d'addition intentionnelle de substances radioactives dans les biens de consommation), soit l'autorisation requise au titre de la radioprotection sera refusée ou ne sera pas reconduite. Pour les activités existantes, une réévaluation de la justification pourra être initiée si l'état des connaissances et des techniques le justifie.

2°) Le principe d'optimisation – « L'exposition des personnes aux rayonnements ionisants résultant d'une activité nucléaire ou d'une intervention doit être maintenue au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu de l'état des techniques, des facteurs économiques et sociaux et, le cas échéant, de l'objectif médical recherché ».

Ce principe, connu sous le nom de principe ALARA, conduit par exemple à réduire, dans les autorisations de rejets, les quantités de radionucléides présents dans les effluents radioactifs issus des installations nucléaires, à imposer une surveillance des expositions au niveau des postes de travail dans le but de les réduire au strict nécessaire, ou encore à veiller à ce que les expositions médicales résultant d'actes diagnostiques restent proches de niveaux de référence préalablement établis.

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. Celles-ci comportent des marges de sécurité importantes pour prévenir l'apparition des effets déterministes ; elles sont aussi très inférieures aux doses pour lesquelles des effets probabilistes (cancers) ont commencé à être observés (100 à 200 mSv). Le dépassement de ces limites traduit une situation jugée inacceptable ; en France, il peut donner lieu à des sanctions administratives ou pénales.

Dans le cas des expositions médicales, aucune limite stricte de dose n'est fixée dans la mesure où cette exposition à caractère volontaire est justifiée par le bénéfice attendu en termes de santé par la personne exposée.

Cette nouvelle base législative introduite dans le code de la santé publique permet d'édicter par décrets en Conseil d'Etat les règles générales concernant les régimes d'interdictions, d'autorisations ou de déclarations d'utilisation des rayonnements ionisants (art. L.1333-2 et 4), ainsi que les règles de gestion des radionucléides, artificiels ou naturels (art. L.1333-6 à L.1333-9). Ces autorisations et déclarations concernent toutes les applications des rayonnements ionisants générés par des radionucléides ou des générateurs électriques de rayons X, qu'elles soient à finalités médicales, industrielles ou de recherche ; certaines pourront cependant bénéficier d'un régime d'exemption.

La transposition de la directive 96/29 conduit, de plus, à prévoir des dispositions nouvelles pour évaluer et réduire l'exposition aux rayonnements naturels, en particulier l'exposition au radon, lorsque les activités humaines contribuent au renforcement de cette exposition (art. L.1333-10).

Une obligation générale de formation des professions médicales aux questions ayant trait à la radioprotection des patients est introduite en application de la directive 97/43 (art. L.1333-11).

Enfin, un nouveau régime de sanctions pénales accompagne ces dispositions (art. L.1336-5 à L.1336-9).

15.1.1.2 Le code du travail

Les nouvelles dispositions du code du travail (art. L.230-7-1 et 2) introduisent un fondement législatif spécifique à la radioprotection des travailleurs, salariés ou non, en vue de la transposition des directives 90/641 et 96/29 Euratom. Elles mettent la législation française en conformité avec la directive 90/641 quant aux travailleurs non salariés et exposés aux rayonnements ionisants.

Le lien avec les trois principes de radioprotection figurant dans le code de la santé publique est établi dans le code du travail ; les règles concernant la protection des travailleurs ont fait l'objet d'un décret spécifique (décret 2003-296).

15.1.2 La protection des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants

15.1.2.1 La protection générale des travailleurs

Les nouveaux articles R.231-71 à R.231-116 du code du travail, introduits par le décret 2003-296, créent un régime unique de radioprotection pour l'ensemble des travailleurs (salariés ou non) susceptibles d'être exposés aux rayonnements ionisants dans le cadre de leur activité professionnelle. Parmi ces dispositions, il convient de citer :

- l'application du principe d'optimisation aux matériels, aux procédés et à l'organisation du travail (art. R.231-75), qui va conduire à préciser les modalités d'exercice des responsabilités et de circulation des informations entre le chef d'établissement, l'employeur notamment lorsque celui-ci n'est pas le chef d'établissement, et la personne compétente en radioprotection ;
- les limites de dose efficace (art. R.231-76), qui vont être réduites pour parvenir, après un délai de 2 ans (c'est-à-dire en avril 2005), à une limite de 20 mSv sur 12 mois consécutifs, sauf dans le cas de dérogations accordées pour tenir compte d'expositions exceptionnelles préalablement justifiées ou d'expositions professionnelles d'urgence ;
- la limite de dose efficace pour la femme enceinte (art. R.231-77) ou plus précisément pour l'enfant à naître (1 mSv pendant la période allant de la déclaration de grossesse jusqu'à la naissance) ;
- les limites des différentes zones réglementées (art. R.231-81), qui seront revues en conséquence des nouvelles limites de dose (dose efficace et dose équivalente). Ainsi pour la dose efficace, la zone surveillée devra couvrir les expositions potentielles des travailleurs supérieures à 1 mSv par an et la zone contrôlée les expositions susceptibles de dépasser 6 mSv par an ;
- les missions de la personne compétente en radioprotection, étendues à la délimitation des zones de travail sous rayonnement, à l'étude des postes de travail exposés et des mesures destinées à réduire les expositions (optimisation) ; pour la réalisation de ces missions, elle aura accès aux données de la dosimétrie passive et de la dosimétrie opérationnelle (art. R.231-106) ;
- les modalités de la surveillance médicale des travailleurs exposés et les missions du médecin du travail (art. R.231-98 à R.231-102).

15.1.2.2 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 :

- L'addition intentionnelle de radionucléides naturels ou artificiels dans l'ensemble des biens de consommation et des produits de construction est interdite (art. R.1333-2 du code de la santé publique). Des dérogations peuvent, toutefois, être accordées par le ministre chargé de la santé, après avis du Conseil supérieur d'hygiène publique de France, sauf en ce qui concerne les denrées alimentaires et matériaux placés à leur contact, les produits cosmétiques, les jouets et les parures. Ce nouveau régime d'interdiction ne concerne pas les radionucléides naturellement présents dans les constituants de départ ou dans les additifs utilisés pour la préparation de denrées alimentaires (par exemple, le potassium 40 dans le lait) ou pour la fabrication de matériaux constitutifs de biens de consommation ou de produits de construction.

En complément, il a également été retenu d'interdire l'utilisation de matériaux ou de déchets provenant d'une activité nucléaire, lorsque ceux-ci sont contaminés ou susceptibles de l'être par des radionucléides du fait de cette activité.

- La limite de dose efficace annuelle (art. R.1333-8) 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.
- Un réseau national de collecte des mesures de la radioactivité de l'environnement va être constitué (art. R.1333-11) ; les données recueillies doivent contribuer à l'estimation des doses reçues par la population. Ce réseau rassemble les différents résultats des analyses de l'environnement imposées réglementairement et celles réalisées par les différents services de l'Etat et ses établissements publics, par les collectivités territoriales et les associations qui en feront la demande. Ces résultats seront tenus à la disposition du public. La gestion de ce réseau de surveillance est confiée à l'IRSN, ses orientations étant définies par l'ASN (arrêté du 17 octobre 2003).

Afin que les résultats des mesures pris en compte soient validés et comparables, les laboratoires inclus dans ce réseau devront satisfaire aux critères d'agrément définis par cet arrêté.

- 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. Pour la gestion des déchets et effluents provenant des autres activités nucléaires, y compris celles effectuées dans des établissements hospitaliers (art R.1333-12), des règles générales seront établies par arrêté interministériel (non publié à ce jour). Ces déchets et effluents devront être éliminés dans des installations dûment autorisées, sauf si sont prévues des dispositions particulières pour organiser et contrôler sur place leur décroissance radioactive (cela concerne les radionucléides présentant une période radioactive inférieure à 100 jours).
- Bien que la directive 96/29 Euratom le permette, la réglementation française n'a pas repris la notion de seuil de libération, c'est-à-dire de niveau générique de radioactivité en dessous duquel les effluents et déchets issus d'une activité nucléaire peuvent être éliminés sans aucun contrôle. En pratique, l'élimination des déchets et effluents est contrôlée au cas par cas lorsque les activités qui les génèrent sont soumises à un régime d'autorisation (cas des INB et des ICPE) ; sinon, ces rejets font l'objet de prescriptions techniques.

N'est pas non plus intégrée la notion de « dose triviale », c'est-à-dire de dose en dessous de laquelle aucune action n'est jugée nécessaire au titre de la radioprotection. Cette notion figure cependant dans la directive 96/29 Euratom (10 microsieverts/an).

15.1.3 Le cas des installations nucléaires de base

Les INB font partie des « activités nucléaires », au sens du code de la santé publique, mais sont réglementées et surveillées de façon spécifique en raison de risques d'exposition importante aux rayonnements ionisants.

L'exploitant d'une INB est tenu de mettre en œuvre tous les moyens nécessaires pour assurer la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants, et plus particulièrement pour respecter les mêmes règles générales que celles qui sont applicables à l'ensemble des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants (limites annuelles de dose, catégories de travailleurs exposés, définition de zones surveillées et de zones contrôlées...), ainsi que des dispositions propres aux INB, d'ordre technique ou administratif (organisation du travail, prévention des accidents, tenue de registres, travailleurs des entreprises extérieures...). Il doit également mettre en œuvre les moyens nécessaires pour atteindre et maintenir un niveau optimal de protection de la population et en particulier contrôler l'efficacité des dispositifs techniques prévus à cet effet.

15.1.4 Autorisations de rejets

Les installations nucléaires de base, en fonctionnement normal, sont à l'origine de rejets d'effluents liquides et gazeux, radioactifs ou non radioactifs. L'impact de ces rejets sur l'environnement et la santé doit être strictement limité.

A cet effet, les installations doivent être conçues, exploitées et entretenues de façon à limiter la production de tels effluents. Ces effluents doivent être traités afin que les rejets correspondants soient maintenus aussi faibles que raisonnablement possible. Ces rejets ne peuvent dépasser les valeurs limites fixées au cas par cas par les pouvoirs publics sur la base des meilleures technologies disponibles à un coût économiquement acceptable et des caractéristiques particulières du site. Enfin, ces rejets doivent être mesurés en permanence et leur impact effectif régulièrement évalué, en particulier pour les rejets radioactifs qui constituent la véritable spécificité des installations nucléaires.

Comme indiqué au § 7.2.2.1, les arrêtés d'autorisation de rejets et de prélèvement d'eau sont en cours de renouvellement en application du décret n° 95-540 du 4 mai 1995. Dans ce but, l'ASN a engagé une démarche systématique auprès de tous les exploitants nucléaires pour réviser les autorisations relatives à tous les prélèvements d'eau et de rejets d'effluents, y compris les rejets de substances chimiques classiques. C'est conformément à cette démarche qu'ont été renouvelées les autorisations de prélèvements d'eau et de rejets d'effluents des centrales nucléaires de Saint-Laurent-des-Eaux, Flamanville, Paluel, Belleville, Saint-Alban, Chinon, Blayais, Cruas, Gravelines et Cattenom. L'objectif de l'ASN est que la plupart des limites de rejets existantes soient revues à la baisse dans les prochaines années.

Ces renouvellements sont l'occasion pour l'ASN de regrouper dans un seul texte l'ensemble des prescriptions qui étaient imposées par différents arrêtés, ministériels ou préfectoraux en fonction de la nature des rejets. Ces prescriptions précisent notamment les quantités, les concentrations et les modalités de surveillance des polluants susceptibles de se trouver dans les rejets et dans l'environnement. Dans ce contexte, l'ASN a décidé de faire évoluer les prescriptions réglementant les rejets selon les principes suivants :

- sont prises en compte dans les arrêtés d'autorisation les nouvelles exigences de l'arrêté du 26 novembre 1999, notamment en ce qui concerne l'établissement de limites de rejets radioactifs en débit d'activité (exprimé en becquerels par seconde), à chaque point de rejet ;

- en ce qui concerne les rejets radioactifs, les rejets réels des centrales nucléaires étant en constante diminution et largement inférieurs aux valeurs limites originelles, l'ASN entend réduire ces valeurs limites afin de tirer partie des progrès techniques. Elle a fixé, pour chacun des paliers 900 MWe et 1300 MWe, de nouvelles valeurs limites en se fondant sur le retour d'expérience des rejets réels, tout en tenant compte des aléas résultant du fonctionnement des réacteurs ; les limites de rejets ont ainsi été divisées par un facteur variant de 2 à près de 40, suivant les paramètres. De plus, les iodes et le carbone 14 font maintenant l'objet de limites individualisées ;
- en ce qui concerne les substances non radioactives, l'ASN a décidé de mieux en réglementer le rejet, afin de remédier aux lacunes des prescriptions antérieures.

Les arrêtés d'autorisation de rejets fixent en particulier les limites autorisées, les conditions de rejet et les modalités du programme de surveillance de l'environnement. La limite déterminante du point de vue de l'hygiène publique est l'activité volumique maximale ajoutée dans l'environnement par une centrale quelle qu'en soit la puissance, quel que soit le nombre de ses réacteurs. Cette limite, en activité ajoutée calculée, faisait traditionnellement l'objet d'une réglementation dans les arrêtés d'autorisation. Les nouveaux arrêtés donnent la possibilité d'introduire une limite d'activité volumique totale mesurée dans le milieu récepteur, qui se prête mieux aux contrôles. L'activité ajoutée dans l'environnement doit induire une dose totale, en supposant cette concentration maintenue à hauteur de la limite tout au long de l'année, nettement inférieure aux limites de dose admissible.

L'exploitant communique chaque mois ses résultats en matière de rejets à l'ASN. Ces données sont examinées régulièrement et mises en relation avec le fonctionnement des réacteurs pendant la période considérée. Les anomalies détectées font l'objet de demandes d'informations complémentaires auprès de l'exploitant.

15.2 Mesures prises en radioprotection par EDF pour les réacteurs électronucléaires

15.2.1 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 connue sous le nom de « centrale propre », le recours systématique, en cas de suspicion de risque de contamination interne, à des protections respiratoires font que les cas sont rares et de faible gravité. L'essentiel des doses reçues étant ainsi imputable à l'irradiation externe, c'est elle qu'EDF s'attache à réduire.

Pour mieux optimiser et diminuer les doses des personnes exposées, EDF a lancé en 1992 une politique ALARA 1. Des gains importants ont alors été réalisés puisque la dose collective est passée de 2,4 homme.Sv par an et par tranche en 1992 à 1,08 homme.Sv en 2000 puis 0,89 homme.Sv en 2003. Des dispositions particulières ont été mises en œuvre pour limiter les doses individuelles les plus élevées afin d'atteindre l'objectif d'aucun intervenant avec une dose 12 mois supérieure à 20 mSv dès 2000, hors circonstances exceptionnelles.

Pour atteindre l'objectif de 0,80 homme.Sv par an en 2005, EDF a lancé une nouvelle démarche ALARA mettant en œuvre le principe d'optimisation dans sa globalité. Cette démarche s'intègre dans une évolution plus globale du management de la radioprotection qui met notamment l'accent sur la clarification des exigences, la rigueur dans leur application et un contrôle interne renforcé.

Cette démarche se fonde sur trois axes de progrès.

- Réduire la contamination des circuits

La contamination des circuits est à l'origine des expositions et donc une des composantes de la dosimétrie. Sa maîtrise contribue à diminuer les doses en fonctionnement et surtout à l'arrêt. Dans

ce cadre des actions sont à l'étude ou d'ores et déjà mises en œuvre pour optimiser les facteurs d'exploitation, le déroulement des mises à l'arrêt pour rechargement notamment par la modification des conditions chimiques ou l'optimisation de la purification de l'eau primaire (traitement par filtres et résines).

- Préparer les interventions en optimisant les doses

Le processus est le suivant :

- effectuer une évaluation dosimétrique prévisionnelle pour les opérations en zone contrôlée en termes de dose collective et individuelle ;
- classer ces opérations suivant l'enjeu dosimétrique (très faible, faible, significatif ou fort) ;
- réaliser une analyse d'optimisation, plus ou moins poussée, de ces opérations en fonction de l'enjeu dosimétrique ;
- 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.

La préparation des activités intègre l'évaluation dosimétrique individuelle et collective, le niveau d'analyse étant fonction de l'enjeu dosimétrique de l'opération. La phase d'optimisation consiste à faire baisser les doses évaluées préalablement.

Pour les chantiers à enjeu dosimétrique significatif ou fort, la préparation des activités doit intégrer une analyse de chantier effectuée par un binôme comportant une personne compétente en radioprotection et une personne détentrice de la maîtrise d'œuvre de conception. 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. Des objectifs de dose individuelle et collective sont fixés après optimisation.

Les objectifs de dose individuelle et collective sont les indicateurs permettant aux intervenants de détecter tout écart dosimétrique.

L'optimisation est un processus d'amélioration continue puisque l'analyse a posteriori du déroulement de l'intervention doit permettre d'optimiser encore les interventions futures.

La dosimétrie opérationnelle mise en place à EDF au début des années 80, informatisée au début des années 90, et devenue réglementaire pour toute intervention en zone contrôlée par le décret du 24 décembre 1998, modifiant le décret n°75-306 du 28 avril 1975, et reprise par l'article R.231-94 du Code du Travail (décret n°2003-296 du 31 mars 2003), permet de suivre en temps réel la dosimétrie des intervenants lors d'une opération en zone contrôlée et de visualiser les écarts par rapport aux objectifs fixés.

- Utiliser et diffuser le retour d'expérience

Les deuxièmes visites décennales du palier 900 MWe sont l'occasion d'intégrer sur les réacteurs un nombre important de modifications à enjeu de sûreté, de disponibilité, etc. A cette occasion, les chantiers à enjeu dosimétrique sont regardés à la loupe, afin d'en tirer tous les enseignements et de faire bénéficier chaque réacteur des enseignements tirés de l'intégration des modifications sur les réacteurs qui ont été modifiés avant lui. L'optimisation est ainsi itérative et l'analyse du déroulement des opérations a posteriori permet d'optimiser encore les interventions futures. Les options retenues

pour baisser les doses le sont en prenant en compte les critères économiques et sociaux conformément à la définition de la démarche d'optimisation.

Pour limiter les doses auxquelles sont soumis les intervenants, EDF a anticipé la baisse de la limite annuelle à 20 mSv depuis 2000. De plus, des seuils d'alarme ont été mis en œuvre dans l'application de gestion des doses opérationnelles commune à tous les sites nucléaires EDF, seuils fixés à 16 et 18 mSv. En cas d'atteinte de ces valeurs des processus particuliers de concertation associant intervenants, médecins, radioprotectionnistes, sont mis en place qui débouchent sur une évaluation et une optimisation fine des doses ultérieures et à un suivi renforcé afin de prévenir tout dépassement de limite réglementaire.

15.2.2 Radioprotection du public

EDF s'est engagé dans une démarche de management de l'environnement certifiée à la norme internationale ISO 14001. Cette démarche volontaire comporte les objectifs d'amélioration continue, de maîtrise des impacts et de prévention des pollutions, et l'engagement de respect de la réglementation. La nouvelle réglementation environnementale des installations nucléaires de base, applicable dans des délais courts, implique un important et complexe travail de mise en œuvre. Ces deux démarches, l'une réglementaire, l'autre volontaire, sont très complémentaires et convergentes pour beaucoup d'actions.

L'objectif est une certification des 19 sites nucléaires en exploitation avant fin 2004. La démarche est décentralisée : chaque site conduit son propre projet de certification, le niveau central intervient en appui, en apportant les moyens mutualisables, et assure le suivi et le reporting.

15.2.2.1 Rejets d'effluents

La réglementation sur les rejets d'effluents radioactifs est constituée :

- de textes généraux (décret du 4 mai 1995 relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements des INB, arrêté du 26 novembre 1999 fixant les prescriptions techniques générales relatives aux prélèvements et rejets des INB, arrêté du 31 décembre 1999 fixant la réglementation technique générale destinée à prévenir et à limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des INB...);
- d'arrêtés spécifiques pour chaque site.

La réglementation générale définit notamment :

- les procédures d'obtention des autorisations de rejet ;
- les normes et les conditions de rejet ;
- le rôle et les responsabilités du chef de site nucléaire.

Les arrêtés propres à chaque site fixent en particulier :

- les limites à ne pas dépasser (limites annuelles autorisées, concentrations maximales ajoutées dans le milieu récepteur) ;
- les conditions de rejet ;
- les modalités du programme de surveillance de l'environnement.

Les limites de concentration sont associées à des limites annuelles en activité totale fixées non pour des raisons d'hygiène publique mais pour des raisons de bonne gestion. Ces limites sont fonction, pour un type de réacteur donné, de la puissance installée. Elles vérifient évidemment, y compris pour les plus gros sites, avec une marge acceptable, les critères sanitaires.

Ce cadre réglementaire implique aussi la mise en œuvre du principe d'optimisation qui a pour objectif de réduire l'impact des rejets radioactifs à un niveau « aussi bas que raisonnablement possible compte tenu des aspects économiques et sociaux ». Cette démarche a été intégrée dès la conception des

ouvrages (installation de moyens de traitement d'effluents...) et s'est traduite par la mise en place d'une gestion rigoureuse des effluents en exploitation.

Ces mesures ont permis de réduire de façon très significative les rejets d'effluents liquides hors tritium dont la contribution à l'impact sur l'environnement et sur la santé (dose) était, à l'origine, prédominante.

La forte diminution des rejets liquides hors tritium observée depuis plusieurs années fait qu'aujourd'hui l'impact dosimétrique des rejets d'une centrale est essentiellement déterminé par les rejets de tritium et de carbone 14.

L'impact dosimétrique des rejets radioactifs reste toutefois extrêmement faible puisqu'il n'excède pas 1 microSievert par an environ selon l'analyse d'EDF. Cette valeur se situe bien en deçà du niveau d'exposition naturelle en France (2400 microSievert par an) et de la limite fixée pour le public (1000 microSievert par an). Elle est aussi inférieure au niveau de « trivialité » fixé de 10 à 30 microSievert par an par les instances internationales telles que la CIPR et l'AIEA. Ce niveau est défini comme étant un ordre de grandeur au-dessous duquel le risque, s'il existe, est considéré comme négligeable.

15.2.2.2 Surveillance de l'environnement

La surveillance de l'environnement recouvre la surveillance en continu de l'environnement, ainsi que les mesures relatives aux rejets radioactifs et non radioactifs dans l'environnement. L'environnement commence à la sortie de la zone contrôlée. Le contrôle de la voirie des sites et le contrôle de la radioactivité en sortie de site font donc partie de ce thème.

La surveillance de l'environnement est une activité réglementée dont on surveille la qualité.

La surveillance de l'environnement par l'exploitant assure 3 fonctions techniques :

- fonction d'alerte ;
- fonction de contrôle ;
- fonction de suivi et d'étude.

La fonction d'alerte permet de prévenir, dans un délai court, d'une anomalie dans l'environnement. Elle s'intéresse à la variation d'une mesure qui peut être directement liée à l'exploitation de la centrale.

Pour EDF, la fonction d'alerte porte sur le contrôle à l'émission et l'enregistrement continu du rayonnement gamma ambiant autour de la centrale, sur le contrôle chimique automatique du milieu récepteur pour les centrales en bord de rivière, et sur les portiques de contrôle de radioactivité à l'entrée et à la sortie du site.

La fonction de contrôle permet de s'assurer que la réglementation est respectée. Elle compare un paramètre à un critère. La fonction de contrôle correspond aux contrôles fixés par les autorisations de rejet et aux contrôles de présence de radioactivité sur la voirie.

La fonction de suivi scientifique et d'étude permet de constater et prévoir les évolutions. Elle suit un paramètre qui évolue lentement et qui est en général lié à un phénomène intégrateur. La fonction de suivi consiste en études radioécologiques (bilan décennal, annuel, études particulières, surveillance hélicoptérée...) et en campagnes hydroécologiques.

A ces fonctions techniques s'ajoute une fonction de communication tant vers les autorités que vers le public.

La tenue des registres réglementaires (effluents et environnement) est confiée à un service unique directement responsable devant le chef d'établissement et agissant en indépendance fonctionnelle des services chargés de la demande et de l'exécution des rejets.

Un effort particulier a été réalisé par EDF pour la normalisation des mesures de radioactivité dans l'environnement et l'intercomparaison des résultats des laboratoires des CNPE sous l'égide du laboratoire primaire (Laboratoire national Henri Becquerel). Cet effort doit être poursuivi au niveau international.

Chaque année, un suivi radioécologique est effectué sur tous les sites nucléaires en exploitation. Il s'inscrit dans un programme de suivi défini par un accord cadre établi avec l'IRSN. 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.

Par ailleurs un bilan décennal, comparable au « point zéro » effectué au moment de la mise en service de la première tranche d'un site est effectué. Tous les sites ont maintenant réalisé leur premier bilan décennal et 7 des 19 CNPE ont effectué leur deuxième bilan (Fessenheim en 1998, le Bugey en 1999, Golfech en 2000, Tricastin et Dampierre en 2001, Blayais et Gravelines en 2002). Il faut signaler enfin que deux autres sites ont engagé leur 2^{ème} bilan en 2003 (Saint Laurent et Chinon) et deux autres l'ont programmé pour 2004 (Cruas et Saint Alban).

Les analyses des résultats des suivis radioécologiques 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 Mesures prises en radioprotection pour les réacteurs de recherche

15.3.1 Suivi radiologique au CEA

Le suivi radiologique du personnel est assuré sur chaque site par des équipes spécialisées qui ont en charge l'attribution et le contrôle du film dosimétrique de chaque salarié 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 individuel, type DOSICARD, permettant un suivi continu des doses éventuellement reçues.

Les sous-traitants sont suivis par des organismes agréés, dont l'IRSN, qui leur délivrent les films dosimétriques et les mesurent. Le suivi est complété par des dosimètres individuels, type DOSICARD, remis et analysés par les équipes CEA compétentes sur le site.

Les rejets d'effluents radioactifs, liquides et gazeux, font l'objet :

- d'une réglementation nationale applicable aux installations nucléaires qui fixe les prescriptions d'ordre général relatives aux rejets, les modalités des procédures d'autorisation ou de déclaration, les responsabilités des diverses autorités ainsi que les règles générales en matière d'étude et de suivi de l'impact de ces rejets sur l'environnement,
- d'une réglementation spécifique à chacun des sites, fixant les limites annuelles autorisées pour les rejets et les modalités de surveillance de l'environnement.

Le programme de surveillance de l'environnement est établi et assuré, au niveau de chaque site, par les unités de protection contre les rayonnements ionisants, sous le contrôle de l'ASN.

Durant les dernières années, les rejets sont restés largement inférieurs aux valeurs autorisées, n'atteignant que quelques pour-cent de ces dernières.

15.3.1.1 Cas du réacteur Phénix

Pour l'ensemble des installations de la centrale, les rejets gazeux, essentiellement des gaz rares, ne dépassent pas le centième des rejets autorisés en fonctionnement normal. L'impact dosimétrique est, en conséquence, très faible : largement inférieur à 0,1 microSv/an.

Partie C - Article 15 : Radioprotection

Quant aux effluents liquides, un réacteur à neutrons rapides n'en produit pas en fonctionnement normal, mais seulement lors d'opérations de lavage d'assemblages irradiés ou d'opérations exceptionnelles de décontamination de composants du circuit primaire.

Pour assurer la surveillance de l'installation et le suivi du personnel, l'effectif du Service de Protection contre les Rayonnements présent dans l'installation Phénix comprend 15 personnes dont 10 personnes travaillant en service continu.

Dans le respect des règles en application, la gestion de la radioprotection inclut :

- un zonage clair et connu de tous ;
- une gestion continue des matières radioactives, y compris les matières nucléaires ;
- une rédaction précise et claire des procédures en vigueur ;
- une application du principe ALARA notamment lors de chantiers.

L'efficacité du système en place et des efforts continus pour réduire les doses est démontrée par l'historique des doses reçues par le personnel de Phénix et par le personnel des entreprises extérieures durant les 20 dernières années : aucun agent n'a été exposé à une dose annuelle supérieure à 20 mSv et la dosimétrie totale (personnel + prestataires) sur cette période est de 1,6 homme.Sv, soit une dose totale moyenne annuelle inférieure à 0,080 homme.Sv. Durant les années 1999 et 2000, marquées par un nombre important de chantiers, la dosimétrie totale (personnel + prestataires) annuelle est restée inférieure à 0,120 homme.Sv.

La dose totale peut varier d'une année sur l'autre en fonction des opérations en cours. Hors périodes de travaux importants, la dosimétrie totale est nettement plus faible (environ 0,030 homme.Sv/an en 2002 et 2003 par exemple). Les doses collectives très faibles reçues lors des opérations de contrôle des structures du réacteur constituent une autre démonstration des bonnes pratiques en vigueur sur la centrale.

15.3.1.2 Autres réacteurs du CEA

Pour l'ensemble des réacteurs de recherche du CEA, les rejets gazeux et les rejets liquides restent très faibles, quelques pour-cent des autorisations de rejets.

Pour assurer la surveillance de l'installation et le suivi du personnel, le Service de Protection contre les Rayonnements a dans chaque installation une équipe comprenant un nombre adéquat de personnels assurant, en dehors des heures normales, un service de permanence.

Comme pour la centrale Phénix, la gestion de la radioprotection inclut :

- un zonage clair et connu de tous,
- une gestion continue des matières radioactives, y compris les matières nucléaires,
- une rédaction précise et claire des procédures en vigueur,
- une application du principe ALARA notamment lors de chantiers.

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 dernières années : aucun agent n'a reçu une dose annuelle supérieure à 5 mSv, la dose individuelle moyenne effective ne dépassant pas 1,3 mSv, et la dosimétrie totale (personnel + prestataires) restant inférieure à 0,060 homme.Sv pour les 500 personnes portant un dosimètre.

15.3.2 Suivi radiologique au RHF

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.

La gestion de la radioprotection inclut :

- un zonage clair et exhaustif de l'ensemble des locaux de l'INB ;
- une gestion continue des matières radioactives, y compris les matières nucléaires ;
- une rédaction précise et claire des procédures en vigueur ;
- une application du principe ALARA notamment lors de chantiers. En particulier la dosimétrie opérationnelle est assurée par des DMC 2000S, dont la lecture à la volée, par des bornes judicieusement réparties dans l'installation, garanti le bon suivi de l'ensemble des intervenants exposés.

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, sur les chercheurs invités et sur le personnel des entreprises extérieures durant les dernières années : en 2002 aucun agent n'a reçu une dose annuelle supérieure à 5 mSv, la dose individuelle moyenne ne dépassant pas 0,26 mSv pour le personnel de catégorie A, et la dosimétrie totale (personnel + chercheurs + prestataires) restant inférieure à 0,120 homme.Sievert pour les 300 personnes portant un dosimètre en permanence.

Les rejets gazeux sont de l'ordre de 10 à 50 % de l'autorisation en tritium, et de quelques pour-cent pour les autres catégories de radioéléments.

Les rejets liquides sont de l'ordre de 10 % de l'autorisation aussi bien en tritium que pour les autres catégories de radioéléments.

15.4 La surveillance réglementaire en radioprotection

Très généralement les activités de surveillance se répartissent entre contrôle de l'environnement général et contrôle de l'environnement autour des sites nucléaires industriels dont les centrales nucléaires. Le détail de la surveillance de l'environnement et des rejets d'effluents est présenté dans l'annexe 4.

15.4.1 Contrôle de l'environnement général

Le contrôle de l'environnement général est réalisé par un dispositif mis en place par les Pouvoirs publics et qui comprend les équipements suivants :

- sept stations, dites *de référence*, situées en milieu rural et éloignées de toute activité nucléaire, font l'objet de mesures ou de prélèvements systématiques analysés en laboratoires : aérosols, eaux de pluie, rayonnement gamma ambiant, sol, végétaux, laits de vache, os (lapins) ;
- soixante-neuf stations réparties sur tout le territoire national surveillent essentiellement l'atmosphère des *centres urbains* : aérosols, eaux de pluie, rayonnement gamma ambiant ;
- un réseau de surveillance des *eaux continentales* (rivières, nappes phréatiques, mer) contrôle leur radioactivité. En outre, le réseau *Hydrotéléray* contrôle en continu les cinq fleuves sur lesquels sont implantés des sites de centrales nucléaires. Ce réseau est en cours de complément par un ensemble de stations *Téléhydro* plus simples ;
- une surveillance de la *chaîne alimentaire* est effectuée tous les mois sur des restaurants scolaires et un restaurant d'entreprise ainsi que sur différents produits comme le miel, le poisson, le lapin, les thyroïdes de bovins, les céréales, les laits de vaches de ferme et de coopératives ;

Partie C - Article 15 : Radioprotection

- un contrôle de la radioactivité de la flore terrestre et aquatique ainsi que des sédiments marins est effectué régulièrement ;
- 156 stations Téléray mesurent en continu le débit de dose gamma ambiant sur la métropole. De même, une surveillance générale nationale est réalisée au moyen d'environ 2 300 dosimètres intégrateurs mesurant la dose tellurique et cosmique locale tous les six mois.

15.4.2 Contrôle dans l'environnement des réacteurs nucléaires

En contrepoint de l'autosurveillance réalisée par l'exploitant, l'ASN vérifie que les conditions de mise en œuvre des rejets sont bien respectées par EDF et par le CEA, que les installations de mesure de la radioactivité correspondantes fonctionnent, que les analyses sont bien effectuées et qu'en fin de compte les arrêtés d'autorisation sont respectés.

L'ASN contrôle chaque mois les registres que lui adressent les responsables des sites et en analyse la cohérence.

Elle effectue des visites techniques ou des inspections pour vérifier les conditions d'utilisation des installations de contrôle et de mesures, leur bon état et leurs conditions d'exploitation ainsi que l'organisation locale en matière de radioprotection.

Indépendamment de l'exploitant, l'IRSN réalise sur et autour des centrales sa propre surveillance de l'environnement par la mesure du débit de dose gamma ambiant, par des analyses de l'air au sol, des eaux de pluie, des végétaux, du sol, des productions agricoles, des laits, des milieux récepteurs des rejets liquides, des eaux souterraines.

En ce qui concerne les rejets, l'IRSN effectue pour les *rejets gazeux* l'analyse hebdomadaire des filtres aérosols et halogènes (iode) et pour les *rejets liquides* des analyses mensuelles d'échantillons : alpha global, bêta global, carbone 14, tritium, spectrométrie gamma, etc.

L'ASN compare les mesures de l'exploitant et celles de l'IRSN.

15.5 Bilan de la surveillance et des contrôles réglementaires

15.5.1 Doses reçues par les travailleurs du nucléaire

EDF et le CEA sont autorisés à assurer la surveillance dosimétrique réglementaire de leurs propres personnels. Pour ce qui concerne les agents des entreprises extérieures, la surveillance est assurée par l'IRSN et le LCIE. Les résultats de dosimétrie photographique d'EDF et des laboratoires de suivi des entreprises extérieures sont adressés tous les mois à l'IRSN pour y être enregistrés.

Le système de surveillance des expositions des personnes travaillant dans les installations où sont utilisés les rayonnements ionisants a été mis en place depuis plusieurs décennies. Fondé sur le port obligatoire du film dosimétrique 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 (mensuelle ou trimestrielle) ; elles sont rassemblées dans le système SISERI géré par l'IRSN et font l'objet d'une publication annuelle. A terme, le système SISERI permettra de recueillir, en plus, les données fournies par la « dosimétrie opérationnelle », c'est-à-dire la mesure en temps réel des doses d'exposition.

Le bilan du suivi dosimétrique, pour l'année 2002, des personnels travaillant dans les INB associées aux réacteurs est présenté dans le tableau ci-après :

Entreprise	Nombre de personnes surveillées	Somme des doses (Hommes.Sv)	Doses > 20 mSv
EDF	20 071	11,25	-
CEA	7 399	1,64	-
Autres Entreprises	38 348	23,10	5

15.5.2 Surveillance de l'exposition de la population et de l'environnement

Les réseaux de surveillance automatisés gérés par l'IRSN sur l'ensemble du territoire (réseaux Téléray, Hydrotéléray et Téléhydro) permettent de surveiller en temps réel la radioactivité dans l'environnement et la mise en évidence de toute variation anormale. Ces réseaux de mesure joueraient un rôle prépondérant en cas d'accident ou d'incident conduisant à des rejets de substances radioactives, pour éclairer les décisions à prendre par les autorités et pour informer la population. En situation normale, ils participent à l'évaluation de l'impact des installations nucléaires de base.

En revanche, pour des raisons d'ordre méthodologique, il n'existe pas de système global de surveillance permettant de reconstituer de façon exhaustive les doses reçues par la population du fait des activités nucléaires. De ce fait, le respect de la limite d'exposition de la population n'est pas directement contrôlable. Cependant, pour les installations nucléaires de base, les rejets d'effluents radioactifs font l'objet d'une comptabilité précise et une surveillance radiologique de l'environnement est mise en place autour des installations ; à partir des données recueillies, l'impact dosimétrique de ces rejets sur les populations vivant au voisinage immédiat des installations est ensuite calculé en utilisant des modèles permettant de simuler les transferts vers l'environnement. Les impacts dosimétriques varient, selon le type d'installation et les habitudes de vie des groupes de référence retenus, de quelques microsieverts à quelques dizaines de microsieverts par an. Ces estimations ne sont pas connues pour les activités nucléaires autres que les installations nucléaires de base.

15.5.3 Contrôle des rejets

Les résultats de la surveillance de l'environnement autour des INB sont, quant à eux, présentés site par site en annexe 4. On constate que, excepté pour le tritium, les rejets ne représentent qu'un faible pourcentage des autorisations accordées. Pour le tritium, les rejets restent toujours en-dessous des autorisations. A l'heure actuelle, les autorisations sont revues à la baisse lors de leurs renouvellements, pour tenir compte de cet état de fait et inciter les exploitants à l'emploi des meilleures techniques de réduction des rejets.

Par ailleurs, comme indiqué au chapitre 7, le respect des arrêtés de rejets fait l'objet d'inspections y compris avec prélèvement d'échantillons.

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.

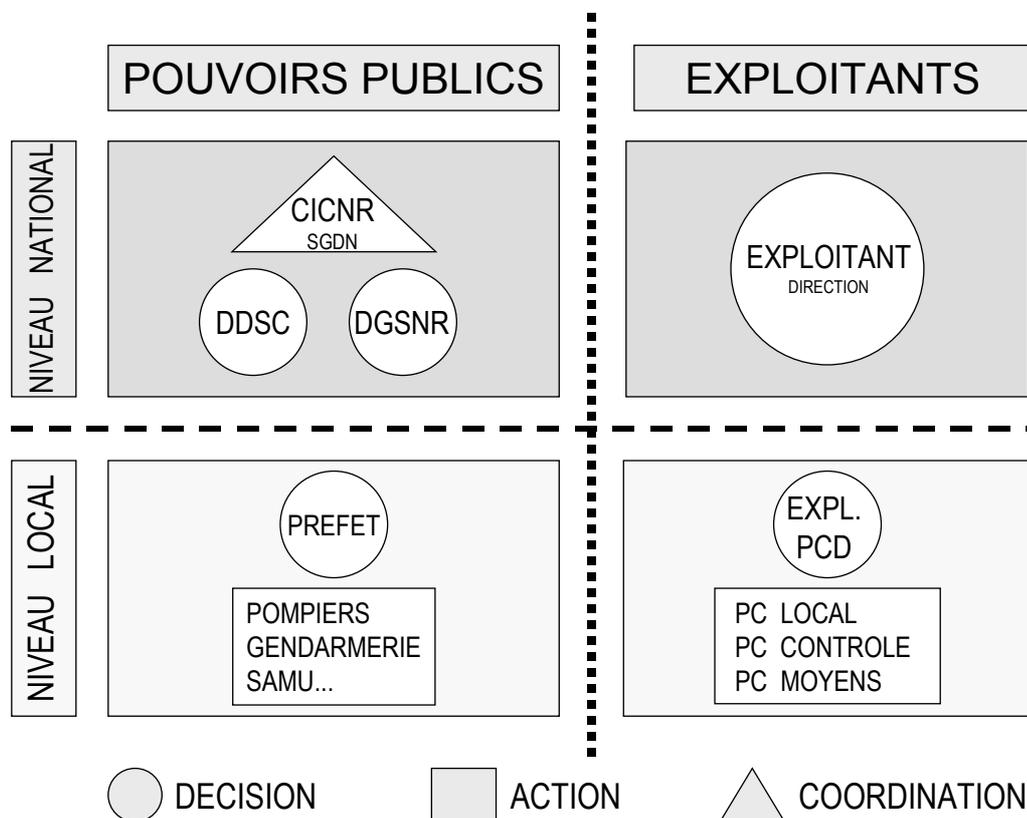
Pour toute installation nucléaire nouvelle, de tels plans sont élaborés et testés avant qu'elle ne commence à fonctionner au-dessus d'un bas niveau de puissance approuvé par l'organisme de réglementation.

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 Etats 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 des directives du Premier ministre qui portent sur la sûreté nucléaire, la radioprotection, l'ordre public et la sécurité civile ainsi que par les plans d'urgence prévus par le décret n° 88-622 du 6 mai 1988. L'organisation des pouvoirs publics ainsi que celle de l'exploitant sont présentées dans le schéma ci-dessous, en cas d'accident dans un réacteur d'EDF. Une organisation analogue est mise en place quand il s'agit d'un autre exploitant nucléaire.



Partie C - Article 16: Organisation pour les cas d'urgence

Il faut noter qu'en 2003 est intervenue la publication du décret n° 2003-865 du 8 septembre 2003 portant création du Comité interministériel aux crises nucléaires ou radiologiques (CICNR) qui réorganise la coordination interministérielle pour les situations accidentelles. Ce décret supprime le Comité interministériel de la sécurité nucléaire (CISN) et confie le secrétariat du CICNR au secrétaire général de la défense nationale (SGDN).

Pour ce qui concerne l'information des Etats voisins en cas d'urgence radiologique, celle-ci fait l'objet de la Convention de notification rapide du 26 septembre 1986 que la France a ratifiée en 1989. En outre des Conventions bilatérales ont été passées avec les Autorités des pays frontaliers.

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.

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, qui doit mettre en œuvre une organisation et des moyens permettant de maîtriser l'accident, d'en évaluer et d'en limiter les conséquences, de protéger les personnes sur le site, et d'alerter et d'informer régulièrement les autorités publiques. Ce dispositif est préalablement défini dans un plan d'urgence interne (PUI) que l'exploitant a l'obligation de préparer ;
- le préfet du département où se trouve l'installation, qui 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 d'un plan particulier d'intervention (PPI) qu'il a spécialement préparé autour de l'installation considérée. A ce titre, il est responsable de la coordination des moyens engagés dans le PPI, publics et privés, matériels et humains. Il veille à l'information des populations et des élus.

16.1.2 L'organisation au niveau national

Les ministères concernés 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 les évolutions possibles.

Les principaux intervenants sont les suivants :

- ministère de l'intérieur : la Direction de la défense et de la sécurité civiles (DDSC) qui dispose du Centre opérationnel de gestion interministérielle des crises (COGIC) et de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN), pour la mise à la disposition du préfet de moyens de renfort matériels et humains pour la sauvegarde des personnes et des biens ;
- ministère chargé de la santé : la DGSNR, qui assure la mission de protection sanitaire des personnes contre les effets des rayonnements ionisants ;
- ministère chargé de l'industrie et ministère chargé de l'environnement : la DGSNR pour le contrôle de la sûreté des installations nucléaires, avec l'appui technique de l'IRSN. Le ministre chargé de l'industrie coordonne également la communication au plan national en cas d'incident ou d'accident affectant une installation nucléaire relevant de sa tutelle, ou se produisant au cours d'un transport de matières nucléaires ; la DGSNR assure, en tant qu'autorité compétente, le recueil et la synthèse d'informations en vue d'assurer les notifications et informations prévues par les conventions internationales traitant de l'information des pays tiers en cas de situation d'urgence radiologique ;
- le SGDN, assurant le secrétariat du CICNR : il est chargé de veiller à la cohérence interministérielle des mesures planifiées en cas d'accident et de veiller à la planification d'exercices et à leur évaluation.

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 plan d'urgence interne (PUI), établi par l'exploitant, 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 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 plan particulier d'intervention (PPI), établi par le préfet, 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 (mise à l'abri, ingestion d'iode stable, évacuation, ...).

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. Cette tâche est difficile, car les cas d'accidents réels significatifs sont très rares, et la démarche repose principalement sur une approche théorique conservatrice conduisant à estimer des termes sources (c'est-à-dire des quantités de matières radioactives rejetées), puis à calculer leur dispersion dans l'environnement, et enfin à évaluer l'impact radiologique.

Sur la base de niveaux d'intervention définis par le ministère de la santé, il est alors possible de définir dans les PPI les contre-mesures, c'est-à-dire les actions de protection de la population paraissant justifiées pour limiter l'impact direct du rejet. Parmi les mesures envisagées, on peut citer :

- la mise à l'abri dans les habitations, visant à protéger les habitants de l'irradiation directe due au panache radioactif ainsi qu'à diminuer l'inhalation de substances radioactives ;
- l'absorption d'iode stable, complémentaire de la mise à l'abri lorsque le rejet comporte de l'iode radioactif (notamment l'iode 131) ;
- l'évacuation, lorsque les mesures précédentes apportent une protection insuffisante en raison de l'importance des rejets.

A titre d'exemple, l'accident maximal envisageable sur un réacteur à eau sous pression 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 kilomètres et l'évacuation des populations dans un rayon de 5 kilomètres.

Il faut noter que les plans particuliers d'intervention ne prévoient que les mesures d'urgence, et ne préjugent pas des mesures qui pourraient être prises sur le plus long terme et à de plus grandes distances, telles que des restrictions de consommation de produits alimentaires ou la réhabilitation de zones contaminées.

16.2 Le rôle et l'organisation de l'ASN

16.2.1 Les missions de l'ASN en cas de crise

En situation accidentelle, la DGSNR, avec l'appui de l'IRSN et le concours de la DRIRE concernée, doit assurer une quadruple mission :

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

16.2.1.1 Le contrôle des actions menées par l'exploitant

De même qu'en situation normale, il appartient à l'ASN d'exercer un contrôle de l'exploitant d'une installation accidentée. 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.

16.2.1.2 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, et il appartient à la DGSNR 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.

16.2.1.3 La diffusion de l'information

La DGSNR intervient de plusieurs façons dans la diffusion de l'information :

- information des médias et du public : la DGSNR contribue à l'information des médias et du public sous différentes formes (communiqués de presse, site Internet, conférence de presse) ; il importe que cette action soit assurée en étroite coordination avec les autres entités amenées à communiquer (préfet, exploitant local et national) ;
- information institutionnelle : la DGSNR tient informés les ministres ayant autorité sur elle, ainsi que le SGDN chargé d'informer le Président de la République et le Premier ministre ; en outre, la DGSNR informe également la Direction générale de l'énergie et des matières premières (DGEMP) du ministère chargé de l'industrie ;
- information des organismes de sûreté étrangers : sans préjudice de l'application des conventions internationales signées par la France pour l'échange d'informations en cas d'incident ou d'accident pouvant avoir des conséquences radiologiques, la DGSNR informe les organismes de sûreté étrangers, en particulier ceux avec lesquels des accords d'information mutuelle en matière de sûreté existent.

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

Depuis la publication du décret n° 2003-865 du 8 septembre 2003, la DGSNR assure la mission d'autorité compétente au titre des conventions internationales (convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire, à laquelle la France a adhéré le 26 septembre 1986, et décision du Conseil des communautés européennes du 14 décembre 1987, concernant des modalités communautaires pour l'échange rapide d'informations dans le cas d'une situation d'urgence radiologique). A ce titre, elle réalise le recueil et la synthèse d'informations en vue d'assurer les 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).

16.2.2 L'organisation prévue au titre de la sûreté nucléaire

16.2.2.1 Les différents pôles d'action

En cas d'incident ou d'accident survenant dans une INB, la DGSNR met en place, avec son appui technique l'IRSN et les Divisions de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DSNR) des DRIRE, l'organisation suivante :

au niveau national :

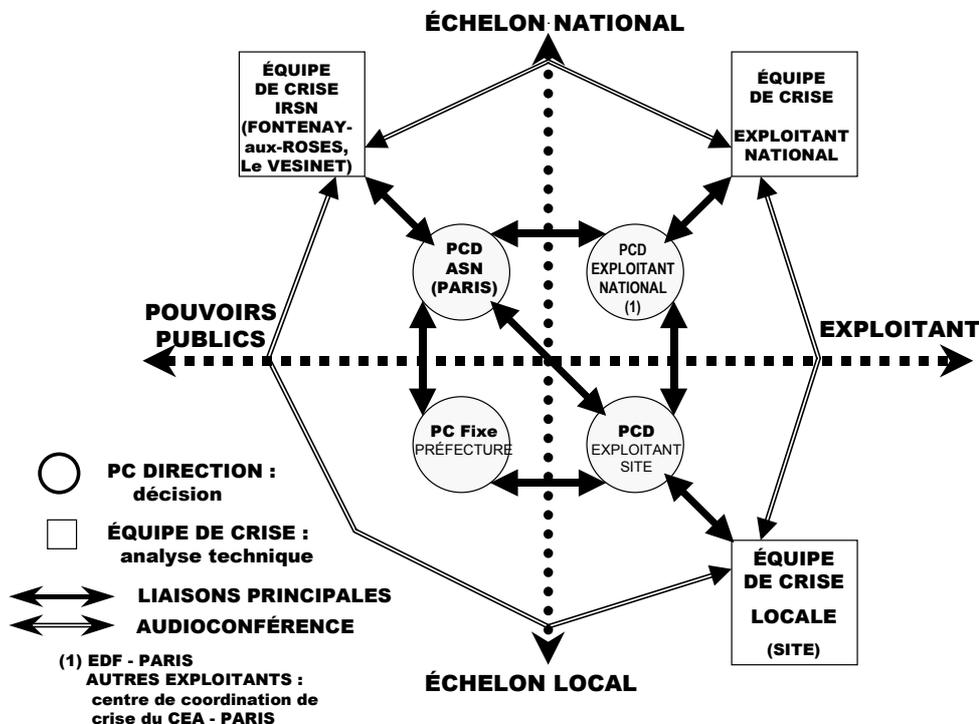
- un échelon de décision ou poste de commandement direction (appelé PCD DGSNR), situé au centre de crise de la DGSNR à Paris. Cet échelon est dirigé par le directeur général de la DGSNR ou son représentant. Il a vocation à prendre des positions ou des décisions, mais non à faire l'analyse technique de l'accident en cours. Un porte-parole de la DGSNR, distinct du chef du PCD, est désigné pour représenter la DGSNR auprès des médias ;
- une cellule d'information placée à proximité du PCD de la DGSNR, animée par un représentant de la DGSNR avec l'aide d'agents de la Direction de la communication (DIRCOM) du ministère de l'économie, des finances et de l'industrie ;
- une équipe d'analyse dirigée par le directeur général de l'IRSN ou son représentant. Cette équipe est présente au centre technique de crise (CTC) de l'IRSN, situé au Centre d'études nucléaires de Fontenay-aux-Roses. Un ou plusieurs ingénieurs y sont délégués par la DGSNR. Cette équipe 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 ;

au niveau local :

- une mission locale auprès du préfet, principalement composée de représentants des services déconcentrés de la DGSNR, avec pour rôle d'aider 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 la DGSNR ;
- une mission locale sur le site accidenté, également constituée de représentants de la DSNR et éventuellement de la DGSNR et de l'IRSN, placée auprès du chef du PCD du site. Le rôle de cette mission est, sans prendre part aux décisions de l'exploitant, de s'assurer que celui-ci exerce pleinement ses responsabilités, et notamment qu'il informe correctement les pouvoirs publics. Cette mission locale a également pour rôle de collecter toute information utile pour l'enquête qui suivra l'accident.

La DGSNR 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.

Le schéma ci-après présente de façon globale l'organisation prévue au titre de la sûreté, en relation avec la préfecture et l'exploitant. Il montre que l'exploitant dispose d'un PC direction local, sur le site, et, en général, d'un PC direction national à Paris, chacun en relation avec sa propre équipe technique de crise. Les différentes liaisons indiquées sur ce schéma représentent les flux d'informations échangées.



En outre 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.

16.2.2.2 Le centre de crise de la DGSNR

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

- d'alerter rapidement les agents de l'ASN ;
- d'échanger des informations dans des conditions fiables avec ses multiples interlocuteurs.

Ce centre de crise a été mis en œuvre pour la première fois en situation réelle les 28 et 29 décembre 1999 à l'occasion de l'incident survenu sur le CNPE du Blayais, à la suite de la tempête du 27 décembre 1999. Il a de nouveau été mis en œuvre les 2 et 3 décembre 2003 à l'occasion des violentes intempéries sur la vallée du Rhône, qui ont conduit la centrale de Cruas à déclencher son plan d'urgence interne et à alerter l'ASN. Au cours de ces deux journées, la centrale du Tricastin et la Base chaude opérationnelle du Tricastin (BCOT) ont également déclenché leur PUI.

Le système d'alerte

Le système d'alerte de l'ASN permet la mobilisation rapide des agents de la DGSNR et des DSNR, ainsi que de l'ingénieur d'astreinte de l'IRSN. Ce système automatique émet par radiomessagerie ou téléphone un signal d'alerte vers tous les agents équipés d'un récepteur spécialisé ou de téléphones portables, dès son déclenchement à distance par l'exploitant de l'installation nucléaire à l'origine de l'alerte. Il dessert également des agents de la DDSC, du SGDN et de Météo-France.

Les réseaux de télécommunications

Le centre d'urgence est raccordé, en plus du réseau téléphonique public, à plusieurs réseaux indépendants d'accessibilité restreinte et dispose d'une ligne directe avec les principaux sites nucléaires. Le PCD DGSNR dispose également d'un système de visioconférence utilisé de façon privilégiée avec le CTC de l'IRSN. Par ailleurs, le PCD DGSNR met en œuvre des équipements informatiques adaptés à sa mission.

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

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

Depuis janvier 1991, le plan d'urgence interne 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 la DGSNR au moins 6 mois avant la mise en œuvre des matières radioactives dans l'installation nucléaire de base. Dans ce cadre, le PUI fait l'objet d'une analyse de l'IRSN et d'un avis du Groupe permanent d'experts concerné.

La manière de traiter les mises à jour des PUI, action confiée aux DSNR des DRIRE, est la suivante :

- si le décret d'autorisation de création d'une INB prévoit l'approbation du PUI, la mise à jour du PUI ne peut être appliquée par l'exploitant qu'après approbation ministérielle ; la DGSNR a défini une procédure permettant de délivrer une telle approbation dans un délai court (environ 3 mois), après analyse préalable de l'IRSN sur les points jugés essentiels ;
- dans les autres cas, la mise à jour d'un PUI est d'application immédiate, mais doit être communiquée à la DGSNR qui peut émettre des observations si elle l'estime nécessaire.

La bonne application des plans d'urgence interne est contrôlée par l'ASN à l'occasion d'inspections.

16.2.3.2 La participation à l'élaboration des PPI

En application du décret du 6 juin 1988 sur les plans d'urgence, le préfet est responsable de l'élaboration et de l'approbation du plan particulier d'intervention (PPI). La DGSNR et la DRIRE concernée apportent leur concours au préfet 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, et en veillant à la cohérence à ce sujet entre les PPI et les PUI.

Cela s'est traduit par un important travail ces dernières années en raison de l'incorporation d'une phase réflexe d'intervention dans les PPI. Dans ce cadre, l'ASN a approuvé les scénarios d'accidents à cinétique rapide, définis par les exploitants, susceptibles d'entraîner en moins de 6 heures des rejets dans l'environnement nécessitant de prendre des mesures de protection de la population en se référant aux niveaux d'intervention définis par le ministère chargé de la santé.

16.3 Le rôle et l'organisation des exploitants de réacteurs

16.3.1 Le rôle et l'organisation d'EDF

L'organisation de crise d'EDF comprend un niveau local et un niveau national. Cette organisation est structurée en équipes (ou Postes de Commandement) qui couvrent les quatre grands domaines à traiter (expertise - décision - communication - action).

Cette organisation est mobilisable à tout moment, sur appel d'un CNPE auprès du Directeur de crise national (directeur de la DPN ou l'un de ses adjoints). L'organisation nationale de crise est mobilisée sur des critères de déclenchement du Plan d'Urgence Interne (PUI) d'un CNPE ou pour d'autres situations

Partie C - Article 16: Organisation pour les cas d'urgence

répertoriées (situations « hors PUI » et « infra – PUI »), n'entraînant pas l'atteinte des critères de déclenchement du PUI.

Les situations de PUI sûreté et radiologique sont les situations où la sûreté des installations est significativement affectée et/ou les situations pour lesquelles il y a risque de relâchement d'activité, dans les installations ou dans l'environnement, susceptible de conduire à une exposition des personnes travaillant à l'extérieur de la zone contrôlée ou les populations voisines.

Les critères de déclenchement d'un PUI sûreté et radiologique figurent dans les consignes de conduite, les consignes de protection de site et les fiches d'alarme. L'organisation mise en place en cas de PUI sûreté et radiologique est enveloppe, c'est-à-dire qu'elle permet de traiter à la fois les conséquences liées aux risques classiques (incendie, accident de personnes, etc.), mais aussi aux conséquences radiologiques, qu'elles soient avérées ou seulement potentielles.

Le déclenchement du PUI est de la responsabilité du directeur d'unité ou son représentant, à savoir le responsable d'astreinte du poste de commandement direction local (PCD local).

La structure de l'organisation de crise mise en place et les missions des différentes cellules sont les suivantes.

Au niveau national, le poste de commandement direction national (PCD-N) a pour missions :

- de coordonner les actions de l'ensemble de l'organisation de crise d'EDF,
- de définir les orientations de gestion de l'événement sous tous ses aspects techniques, organisationnel, médiatique,
- de conseiller le CNPE concerné,
- d'assurer l'information de la Présidence du Groupe EDF, des pouvoirs publics au niveau national ainsi que des autres CNPE.

Le PCD-N est en relation avec la Présidence d'EDF qui peut également mobiliser sa cellule de crise Groupe. Il est également en relation avec les experts de l'Equipe Technique de crise Nationale (ETC-N).

L'ETC-N a deux missions principales :

- une mission d'appui technique au PCD-N qui consiste en l'analyse permanente de la situation, de l'état de la tranche accidentée et des rejets (diagnostic de la situation) et des prévisions d'évolution à court et moyen termes (pronostic) ;
- une mission d'assistance technique au site en liaison avec l'Equipe Locale de Crise (ELC) pour la gestion de l'installation en situation accidentelle et avec le Poste de Commandement Contrôle (PCC) pour l'aspect environnement.

Au niveau local, la direction de la crise est assurée par le directeur d'unité ou son représentant. Celui-ci dirige le poste de commandement direction (PCD) local, avec l'aide duquel il évalue les situations, définit les stratégies d'action, informe le PCD national et les pouvoirs publics locaux et assure la communication avec les médias.

Le directeur de crise du site est responsable de la sûreté des installations, de la sauvegarde des matériels et de la protection du personnel. Il est, à ce titre, responsable des décisions relatives à la conduite des installations en dehors du domaine des procédures incidentelles ou accidentelles, et de la protection des travailleurs du site. Il peut, par délégation du préfet, précisée dans le Plan Particulier d'Intervention, être en charge de l'alerte des populations en cas d'atteinte des critères déclenchant le PPI en mode réflexe.

La restauration de la situation est principalement de la responsabilité de l'équipe de conduite de la tranche affectée, qui constitue le poste de commandement local (PCL), sous la responsabilité du chef

Partie C - Article 16 : Organisation pour les cas d'urgence

d'exploitation de quart (CE), en charge des manœuvres de conduite selon les procédures en vigueur. A la mission permanente de conduite et de surveillance de l'installation s'ajoute une mission spécifique en situation incidentelle : la transmission de données techniques concernant l'état de l'installation, à l'aide notamment de messages pré-formatés.

Le PCD local s'appuie, au niveau local, 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.

Les activités de ces deux équipes sont extrêmement liées puisque le PCC fonde ses évaluations prévisionnelles des activités rejetées et des conséquences associées sur le "pronostic installation" établi par l'ELC.

Toutes les informations techniques relatives aux installations 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 incidentelle ou accidentelle repose en grande partie sur les moyens de surveillance utilisés en fonctionnement normal. La surveillance en continu de la radioactivité dans l'environnement est assurée par un réseau de balises radiométriques situées dans l'environnement de la centrale. Par ailleurs, ce dispositif de surveillance est complété par des moyens de mesures radiométriques disposés sur le pourtour de la clôture et dans l'environnement du site dans un rayon d'environ 10 km. De plus, chaque CNPE dispose de deux véhicules laboratoire équipés de moyens de mesures (exposition externe, contamination, spectrométrie gamma) et de prélèvements.

Les informations météorologiques sont données par la station météorologique située sur le site ou à proximité. Les caractéristiques du vent (direction, vitesse) et les conditions de diffusion atmosphérique (stabilité) sont enregistrées en permanence en salle de commande et dans les locaux de crise. Ces caractéristiques et l'intensité des précipitations sont également disponibles dans les locaux de crise. Par ailleurs, afin d'établir des conséquences prévisionnelles en situation accidentelle, une convention nationale prévoit la fourniture au niveau local et au niveau national des prévisions météorologiques réalisées par Météo-France.

Conformément au protocole particulier EDF-DGSNR-IRSN, ces deux équipes, ELC et PCC, assurent l'information des équipes techniques nationales afin de leur permettre de remplir leurs propres missions (dont celle d'appui et d'expertise à ces mêmes cellules).

Ces cellules informent régulièrement le PCD local des événements susceptibles de modifier la stratégie de gestion de crise (exemples : perte ou récupération d'un système de sauvegarde, détection de rejet d'activité dans l'environnement).

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. Le PCM informe le PCD local sur l'ensemble de ses interventions, les ressources complémentaires disponibles et les conditions de travail ou de vie du personnel. Le PCM intervient également à la demande du PCD local pour restaurer des matériels indisponibles ou participer à la mise en place de moyens mobiles ou de lignages particuliers. Ses actions couvrent également les domaines suivants :

- protection du personnel ;
- maîtrise d'œuvre des télécommunications pour l'ensemble des PC ;
- organisation des travaux et interventions particulières sur les matériels à la demande du PCD local ;
- soutien logistique aux secours externes et aux équipes de crise.

Partie C - Article 16: Organisation pour les cas d'urgence

Les flux d'informations échangées avec les organisations externes au site (EDF, pouvoirs publics ou autres), sont organisés par réseau, sur la base des différents niveaux de responsabilité définis précédemment (expertise, décision, communication).

Les paramètres nécessaires pour couvrir toutes les situations accidentelles envisagées, paramètres physiques et mesures d'activité contribuant à la surveillance des barrières et du confinement des locaux, sont également disponibles dans les centres techniques de crise nationaux.

Les équipes techniques de crise font non seulement un état de la situation, mais également prévoient son évolution. Ces évaluations prévisionnelles doivent permettre aux décideurs (préfet et directeur de crise du CNPE) de mettre en œuvre de façon préventive, en cas de nécessité, des mesures de protection des populations et du personnel.

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 aux schémas du § 16.2, le CEA joue un rôle au niveau local (le site en crise) et national (la direction générale du CEA).

Le site en crise (échelon local) :

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

La Direction Générale du CEA (échelon central) :

- oriente l'intervention du CEA au niveau national,
- est chargée de la communication en direction des médias nationaux,
- est chargée des relations avec les pouvoirs publics au niveau national.

Pour remplir leur rôle, l'échelon local et l'échelon central s'appuient sur un Poste 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 Equipe technique de crise locale (ETC-L), d'une équipe de contrôle, d'une équipe opérationnelle, d'une cellule 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 Equipe technique de crise centrale (ETC-C), une cellule communication et une cellule de presse.

Les cellules communication et presse, en accord avec le PCD-L ou le CCC, élaborent les communiqués de presse, répondent aux appels extérieurs et gèrent les interviews.

Le site a la responsabilité du déclenchement du plan d'urgence interne (PUI).

Il appartient au Directeur d'établissement ou à son représentant (cadre d'astreinte direction en heures non ouvrables) d'apprécier la gravité de l'événement en fonction de critères prédéfinis pour déclencher le PUI et de choisir son niveau.

En cas de déclenchement du PUI, le directeur ou son représentant a pour rôle :

- de diriger, coordonner les premières actions de sécurité,

Partie C - Article 16 : Organisation pour les cas d'urgence

- d'informer très rapidement les autorités locales, les autorités de sûreté et la Direction Générale du CEA,
- de faire appel, notamment en dehors des heures ouvrables, à tout le personnel nécessaire pour renforcer les équipes.

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.

16.3.2.1 Application au réacteur Phénix

Aujourd'hui, en ce qui concerne la centrale Phénix, le PUI du Centre CEA de Marcoule s'applique. Ce PUI a été mis en vigueur début 2004 après un exercice de simulation.

Deux exercices sont prévus en 2004, le premier au niveau CEA, le second avec les pouvoirs publics.

Sur la période 2001 - 2003, la Centrale a réalisé 10 exercices avec grèvement des PC en dehors des heures ouvrables, ainsi qu'une douzaine d'essais d'appel des personnes d'astreinte et quelques exercices de regroupement aux points de rassemblement pour évacuation.

16.3.2.2 Application aux autres centres du CEA

En mai 2000, un exercice de crise s'est déroulé à Saclay mettant en cause le réacteur OSIRIS avec un relâchement hypothétique de gaz rares à la cheminée. Les conséquences potentielles dépassaient le périmètre du site de Saclay et ont conduit à l'intervention simulée de secours extérieurs.

Fin 2002, un exercice national de crise s'est déroulé sur la base de la simulation d'une situation radiologique anormale sur MASURCA à Cadarache.

Cet exercice a permis de tester:

- l'organisation du CEA et des pouvoirs publics,
- l'interruption et la déviation de la circulation,
- la mise à l'abri des populations,
- les conventions d'information avec les radios locales.

Tous ces exercices sont utilisés pour améliorer l'organisation existante.

16.3.3 Le rôle et l'organisation de l'ILL

L'organisation de l'ILL en cas de crise s'inscrit dans l'organisation générale décrite au § 16.1.

Conformément aux schémas du § 16.2, l'ILL joue un rôle au niveau local (le site en crise) et national (par l'intermédiaire de la Direction Générale du CEA).

En cas d'incident ou d'accident, l'ILL informe immédiatement le centre CEA de Grenoble et, selon les cas, met en œuvre les dispositions prévues dans son PUI.

Cette organisation repose sur :

- un PC Direction (PCD), appelé PCD d'intervention dans le PUI,
- un PC technique réacteur,
- une organisation mise en place par le CEA Grenoble.

16.3.3.1 Le PCD ILL

Le PCD ILL est tenu par le Directeur - responsable de la sécurité générale de l'ILL et, notamment en cas d'accident, de la sauvegarde des personnes et des biens - ou son représentant.

Le responsable de ce PCD assure la coordination générale de l'intervention sur son établissement et les liaisons officielles entre l'ILL, le CEA-Grenoble et les pouvoirs publics, tant au niveau local (Préfet concerné) qu'au niveau central (DGSNR).

Il informe notamment ces autorités :

- des circonstances de l'accident et des éventuels dommages corporels et matériels,
- des dispositions prévues pour en limiter les conséquences,
- de l'état de l'installation concernée et des prévisions d'évolution envisageables,
- des rejets radioactifs, en cours ou prévisibles, et leurs évolutions possibles à court et moyen termes,
- des transferts de radioactivité dans l'environnement, évalués à partir des rejets mesurés ou estimés, des mesures sur le terrain et des données météorologiques locales,
- des prévisions d'évolutions envisageables de ces transferts tenant compte, notamment, des prévisions météorologiques locales.

Des équipes spécialisées, existantes ou constituées en fonction des besoins et des circonstances de l'accident, dirigées par des responsables désignés par le Directeur de l'ILL, assistent le PCD de l'ILL.

Il s'agit de :

- L'Equipe contrôle (EC) de l'ILL chargée de la centralisation et de l'interprétation des mesures radiologiques et de l'évaluation des conséquences radiologiques de l'incident ou de l'accident. Cette équipe est dirigée par le responsable radioprotection de l'ILL ou son représentant.
- L'Equipe mouvement (EM) chargée de contrôler les mouvements du personnel, de coordonner l'utilisation des véhicules et, d'une manière générale, d'assurer le service logistique interne. Pour un incident limité au site de l'ILL, cette équipe est dirigée par le chef du groupe de gardiennage de l'ILL ou son représentant.
- L'Equipe technique de crise de l'ILL (ETC) formée de spécialistes et d'experts ayant une bonne connaissance de l'installation, des problèmes techniques en cause et des questions de sûreté et de radioprotection.

16.3.3.2 Le PC technique réacteur

Placé sous l'autorité du chef d'installation ou de son représentant, il est chargé d'assurer les fonctions de conduite et de sauvegarde. Ce PC technique rapporte au PCD de l'ILL et transmet à l'ETC de l'ILL les informations utiles.

Le PC technique réacteur est situé dans un local technique (salle de contrôle du réacteur ou PCS/LMA) où sont retransmises les informations en provenance du réacteur ou de ses annexes, et où se trouvent les moyens de télécommunication nécessaires pour assurer la liaison avec le PCD et l'ETC de l'ILL.

16.3.3.3 Organisation mise en place par le CEA-Grenoble

En cas d'incident ou d'accident survenant à l'ILL, et à la demande du directeur de l'ILL (ou de son suppléant), le directeur du CEA de Grenoble (ou son suppléant) peut mettre à disposition de l'ILL des moyens techniques et humains adaptés à la situation pour les domaines suivants :

- locaux de repli permettant la gestion de la crise,
- des experts spécialisés dans la surveillance de l'environnement,

- du personnel d'intervention (sécurité, radioprotection, support technique).

16.4 Les exercices de crise

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. Ils sont aussi une opportunité de diffuser une information sur le nucléaire et la maîtrise des risques.

Des exercices nationaux de sûreté nucléaire sont organisés au rythme de 8 à 10 par an par l'ASN impliquant les pouvoirs publics, les exploitants et les appuis techniques. Chaque exercice fait ensuite l'objet d'une analyse avec les différents intervenants, ce qui permet d'enrichir le retour d'expérience.

Outre les exercices nationaux, EDF réalise des exercices locaux sur les sites : ainsi, compte tenu de la dimension du parc, EDF réalise un exercice de crise, d'ampleur limitée ou non, environ tous les 2 jours.

Un bilan annuel des exercices de crise permet de tirer les enseignements de l'année écoulée et de faire des propositions d'amélioration (des exercices, de l'organisation, des interfaces,...) en interne ainsi qu'en externe.

16.4.1 Les exercices nationaux de crise nucléaire

Chaque année, l'ASN prépare un programme d'exercices nationaux de crise nucléaire, qui est transmis aux préfets par une circulaire conjointement signée par la DGSNR, la DDSC et le SGDN. En raison du grand nombre d'acteurs susceptibles de participer aux exercices (élus locaux et population autour des sites) et afin de ne pas nuire à la qualité des exercices par des objectifs trop nombreux, deux variantes d'exercices existent depuis 1997 :

- des exercices à dominante « sûreté nucléaire », n'entraînant pas d'actions réelles vis-à-vis de la population, permettant principalement de tester les processus de décision à partir d'un scénario technique sans fortes contraintes ;
- des exercices à dominante « sécurité civile », entraînant l'application réelle, avec une ampleur significative, des contre-mesures prévues dans les PPI pour la protection de la population, à partir d'un scénario technique construit autour des conditions de participation retenues pour la population (alerte, mise à l'abri, évacuation).

Lors de la plupart de ces exercices, une pression médiatique simulée, est assurée sur les principaux acteurs des exercices pour tester leur capacité de communication.

Le tableau suivant décrit les caractéristiques essentielles des exercices nationaux menés en 2003. Sur les 7 exercices réalisés concernant les réacteurs nucléaires, 5 exercices étaient à dominante « sûreté nucléaire », un exercice à dominante « sécurité civile » et un exercice réalisé sur deux journées comportait une journée à dominante sûreté nucléaire et une journée à dominante sécurité civile locale.

EXERCICES NATIONAUX DE CRISE NUCLÉAIRE SUR REACTEURS RÉALISÉS EN 2003

SITE NUCLÉAIRE	DATE DE L'EXERCICE	DOMINANTE DE L'EXERCICE	CARACTÉRISTIQUES DE L'EXERCICE
Tricastin (EDF)	21 janvier	Sécurité civile	Test du nouveau PPI et du dispositif d'alerte
Saclay (CEA)	25 mars	Sûreté nucléaire	Test de l'évacuation de 8 blessés contaminés vers l'hôpital Percy
Chooz (EDF)	12 juin	Sûreté nucléaire	Mise en œuvre de l'organisation de crise belge

SITE NUCLÉAIRE	DATE DE L'EXERCICE	DOMINANTE DE L'EXERCICE	CARACTÉRISTIQUES DE L'EXERCICE
Paluel (EDF)	16 septembre	Sûreté nucléaire	
Chinon (EDF)	9 octobre	Sûreté nucléaire	Couplé à un exercice sanitaire avec 6 blessés contaminés évacués
Bugey (EDF)	23 octobre	Sûreté nucléaire	Test d'un automate d'appel téléphonique pour compléter le dispositif d'alerte par sirène
Civaux (EDF)	5 et 11 décembre	Sécurité civile Sûreté nucléaire	Le 5/12 : exercice local de sécurité civile

Outre les exercices nationaux, menés en moyenne tous les 3 ans sur chaque site nucléaire, les préfets sont invités à mener des exercices locaux avec les sites les concernant, pour approfondir la préparation aux situations de crise.

16.4.2 Les exercices internationaux et la coopération internationale

L'année 2003 a également été marquée par la poursuite et le développement de la coopération internationale concernant la crise et les exercices. Ainsi, la coordination franco-belge a été testée à l'occasion de l'exercice de Chooz, et des observateurs suisses ont assisté à l'exercice du Bugey.

D'une manière générale, l'ASN souhaite que la coopération en matière de crise soit renforcée avec les Etats frontaliers. C'est ainsi que des discussions ont été engagées pour préciser les relations entre la France et la Suisse en cas d'accident survenant sur une installation nucléaire de l'un ou l'autre pays. Des modalités d'information et de coopération dans un cas semblable sont également en cours de discussion avec l'Allemagne et le Luxembourg. Un protocole technique avec la Belgique, testé à l'occasion de l'exercice du 12 juin 2003, est en voie de mise au point finale.

L'année 2003 a également été marquée par la poursuite et le développement de la coopération internationale concernant la crise et les exercices : en particulier signature d'un accord de coopération avec le Minatom (fédération de Russie) et poursuite des accords de coopération avec RosEnergomatom (fédération de Russie) et Energoatom (Ukraine). Des délégations russe (RosEnergoatom) et ukrainienne étaient invitées en tant qu'observateurs à l'exercice de crise de Gravelines programmé en mai 2004. Enfin des observateurs ont assisté in situ à l'exercice de crise de Daya Bay. Dans le courant du premier semestre 2003, l'organisation nationale de crise EDF a été présentée aux représentants étrangers en charge de la crise dans le cadre des OSART de Nogent et Civaux.

16.4.3 Les enseignements retirés des exercices

De nombreux enseignements peuvent être tirés des exercices, certains s'avérant récurrents d'un exercice à l'autre. À cet effet, chaque exercice fait l'objet d'une évaluation soignée, qui se conclut par une réunion nationale d'évaluation générale un à deux mois après son déroulement. De plus, des observateurs variés (fonctionnaires, personnes venant de pays voisins, personnalités qualifiées) apportent un regard complémentaire et parfois original sur les exercices.

Afin de synthétiser les enseignements et de dégager les actions à entreprendre, la DGSNR anime un groupe de travail national sur le retour d'expérience des exercices, associant les principaux organismes publics nationaux (IRSN, CICNR, DDSC, Météo-France) et les exploitants. Ce groupe s'est réuni à deux reprises en 2003.

Parmi les enseignements retirés des exercices l'année précédente, on peut signaler la nécessité de varier les scénarios des exercices afin d'éviter une certaine routine, notamment pour les acteurs nationaux qui participent à plusieurs exercices chaque année.

On retrouvera dans le paragraphe suivant les principales évolutions envisagées à partir des enseignements des exercices menés ces dernières années.

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 échanges avec les pays étrangers, ainsi que certains événements marquants en France (incident du 12 mai 1998 sur le réacteur 1 de Civaux, tempête du 27 décembre 1999, intempéries des 2 et 3 décembre 2003 en basse vallée du Rhône) ou à l'étranger (accident de Tokai-Mura le 30 septembre 1999).

16.5.1 La refonte des PPI nucléaires

Depuis 1997, un travail collectif animé par l'ASN et associant la DDSC, la DGS, l'IPSN, l'OPRI, le SGCISN et les exploitants d'INB a été mené pour faire évoluer la conception des PPI nucléaires en tenant compte du retour d'expérience des exercices. Cela s'est traduit par la signature de la circulaire interministérielle du 10 mars 2000.

Les principales nouveautés introduites par cette circulaire sont les suivantes :

- la création d'une phase réflexe, qui correspond à une décision du préfet d'engager une intervention immédiate au contenu préalablement défini, dans le cas d'accidents à cinétique rapide pouvant provoquer un rejet radioactif susceptible d'entraîner des mesures de protection des populations dans un délai inférieur à 6 heures ; l'exploitant dispose de critères objectifs de mise en œuvre de la phase réflexe approuvés par l'ASN comportant des paramètres identifiés à l'avance et facilement accessibles aux opérateurs ;
- la limitation du déclenchement du PPI en mode réflexe ou concerté aux seuls cas où il y a lieu de prendre des mesures de protection de la population ; dans les autres cas, seule une cellule de veille est mise en place par le préfet ;
- la définition de nouveaux niveaux d'intervention, reposant sur les recommandations internationales les plus récentes.

Les préfets disposaient de 2 ans à compter de la réception de la circulaire pour refondre leurs PPI. En raison de l'importance de la refonte, la plupart des préfetures n'ont pu respecter cette échéance. Toutefois, aujourd'hui une majorité d'entre elles ont achevé la révision de leurs PPI. Elles disposent ainsi de plans vraiment opérationnels et adaptés aux risques présentés par les installations nucléaires.

La mise en application de ces mesures au niveau de chaque PPI donne une nouvelle occasion de développer l'information du public et des élus, notamment au travers des Commissions locales d'information.

16.5.2 La mise à disposition préventive de comprimés d'iode stable

En cas de rejet accidentel important provenant d'un réacteur nucléaire, il est prévu que la population proche du site ingère des comprimés d'iode stable pour protéger la thyroïde contre les effets néfastes de l'iode radioactif. Jusqu'en 1997, les plans d'urgence prévoyaient une distribution de comprimés, en cas d'accident, à partir de stocks concentrés, généralement placés sur les sites nucléaires ou à proximité. Les premiers exercices (1995 et 1996), ont vite montré la difficulté de cette façon de faire. Ainsi, à partir de 1997, il a été décidé de distribuer préventivement des comprimés d'iode stable aux populations vivant autour des centrales nucléaires. Après la réalisation de la mise à disposition préventive des comprimés, les exercices ont montré la nécessité de poursuivre l'amélioration de ce dispositif.

Par ailleurs, la durée de validité des comprimés a été portée de 3 ans à 5 ans avant la seconde campagne de mise à disposition. A l'issue de cette nouvelle campagne réalisée en 2000, environ 50% des personnes vivant à proximité des installations nucléaires disposaient de comprimés d'iode à leur domicile. Avec un taux aussi faible, la mesure de protection de la population visant à associer mise à l'abri et ingestion d'iode est difficilement applicable, sans une distribution complémentaire.

Le Gouvernement, par une circulaire en date du 14 novembre 2001, a donc décidé de compléter la distribution dans le rayon des PPI en demandant aux préfets d'utiliser des méthodes plus efficaces telles que le porte-à-porte, et leur a également demandé de planifier la constitution de stocks dans chaque département afin de mieux prendre en compte la protection des enfants, des adolescents et des jeunes adultes contre l'iode radioactif au-delà de la zone des PPI. Afin de constituer ces stocks, le ministère de la santé a commandé 60 millions de comprimés à la Pharmacie centrale des armées. La livraison des comprimés a débuté en 2002 et devrait être achevée courant 2004 (fin novembre 2003, 27 millions de comprimés avaient été fabriqués et livrés dans les départements). Une circulaire en date du 23 décembre 2002 a donné aux préfets un guide pour l'élaboration des plans de gestion des stocks de comprimés d'iode stable. Ces plans sont actuellement en cours d'élaboration par les préfetures. De plus, la DGSNR a lancé une enquête auprès des DDASS afin d'évaluer plus précisément l'efficacité de la nouvelle campagne de distribution d'iode dans les rayons des PPI.

16.5.3 Le traitement des conséquences post-accidentelles

Un accident survenant sur une installation nucléaire peut entraîner des conséquences immédiates du fait de rejets significatifs, nécessitant une réponse rapide et organisée dans le cadre des plans d'urgence. Il existe également d'autres conséquences de nature variée (économiques, sanitaires, sociales), dites post-accidentelles, qui devraient être traitées sur le moyen, voire le long terme, en vue d'un retour à une situation jugée normale.

Depuis l'exercice « Becquerel » mené en octobre 1996 autour du site de Saclay, plusieurs groupes de travail interministériels ont été chargés de définir la manière de traiter les différents problèmes survenant lors de la phase post-accidentelle. La DGSNR a participé à trois de ces groupes, respectivement sur la réhabilitation de l'environnement, sur les mesures de contamination radioactive et sur la gestion et le suivi des populations. L'un des premiers enseignements retirés de cet exercice est la mise en place d'une cellule chargée d'effectuer des mesures de radioactivité dans l'environnement. Cette cellule est maintenant systématiquement activée lors des exercices. Il convient maintenant de transcrire dans la réglementation la pratique des mesures qui est mise en œuvre à l'occasion de chaque exercice.

Le Gouvernement, à la suite des attentats du 11 septembre 2001 aux Etats-Unis, a demandé que les travaux sur les questions post-accidentelles se poursuivent afin d'aboutir rapidement à des conclusions opérationnelles. Dans ce cadre, une mission "post-accidentelle" expérimentale a été mise en place par la préfecture de l'Aube. Quatre groupes de travail pilotés par des acteurs du département ont été créés, et chargés d'étudier respectivement : les questions d'organisation administrative et économique ; les mesures dans l'environnement et le suivi sanitaire des populations ; les questions de décontamination, de réhabilitation des surfaces et de contamination de la chaîne alimentaire ; les modalités de circulation dans la zone. Les propositions d'actions concrètes présentées par les groupes sont analysées par l'ASN en vue de leur prise en compte dans une doctrine post-accidentelle nationale.

Sur la base d'une réflexion menée par l'ASN avec l'appui de l'IRSN, le SGDN va lancer, début 2004, un plan d'actions visant à progresser dans le domaine post-accidentel.

16.5.4 L'évolution des textes réglementaires régissant l'organisation en cas d'accident sur une installation nucléaire

L'organisation des pouvoirs publics en cas d'accident est actuellement fixée par des directives interministérielles datant pour l'essentiel de la fin des années 1980, qui sont aujourd'hui pour partie obsolètes.

Aussi, l'ASN a fait des propositions, afin de réviser les directives interministérielles existantes en adoptant les principes suivants :

- le système actuel qui est testé à l'occasion de chaque exercice doit être repris dans la réglementation ;
- la crise doit être gérée dans la continuité, c'est-à-dire que l'organisation mise en place pendant la phase d'urgence doit servir d'ossature au système devant gérer la suite de la crise et le passage à la phase post-accidentelle ;
- il n'y a pas d'émetteur unique ou centralisateur de l'information ; chaque acteur communique dans son domaine de compétence ; pour assurer la cohérence des informations transmises il existe une concertation entre les porte-parole, ces derniers devant être distincts des chefs de PC pour pouvoir assurer pleinement leur mission ;
- la nouvelle réglementation devra avoir un domaine d'application précis (INB, INB secrètes, installations nucléaires relevant du ministre de la défense).

Ces propositions prévoient un important travail interministériel qui vient d'être lancé sous l'autorité du SGDN et qui devrait aboutir en 2004.

16.5.5 Perspectives

La publication du décret n° 2003-865 du 8 septembre portant création du CICNR, apporte une modification importante à l'organisation des pouvoirs publics en cas d'accident nucléaire, en confiant au SGDN un large pouvoir de coordination. Ceci devrait se traduire en 2004 par la refonte des textes interministériels régissant l'organisation de crise, en s'appuyant sur l'expérience des nombreux exercices nationaux de crise réalisés avec la participation active de l'ASN.

S'agissant des situations d'urgence radiologique hors installations nucléaires, l'ASN travaille à la mise en place d'une organisation de crise adaptée pour gérer des événements de nature et d'importance très différentes. L'ASN s'attachera à ce que cette organisation soit ensuite testée à l'occasion d'exercices.

D. 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 La demande réglementaire

Bien avant de demander une autorisation de création, l'exploitant informe l'administration du ou des sites sur lesquels il envisage de construire une INB. Ainsi est-il possible d'examiner très tôt les principales caractéristiques des sites.

Cet examen porte sur les aspects socio-économiques et sur la sûreté. Si le projet d'INB vise à produire de l'énergie, la Direction générale de l'énergie et des matières premières du ministère chargé de l'industrie y est étroitement associée. La DGSNR, quant à elle, examine les caractéristiques des sites liées à la sûreté : sismicité, hydrogéologie, environnement industriel, sources d'eau froide, etc.

En outre, dans le cadre de la mise en application du titre IV de la loi n° 2002-276 du 27 février 2002 relative à la démocratie de proximité (articles L.121-1 à L.121-15 du code de l'environnement), un décret du 22 octobre 2002 relatif à l'organisation du débat public et à la Commission nationale du débat public prévoit que la création d'une INB sera soumise à la procédure du débat public :

- obligatoirement, lorsqu'il s'agit d'un nouveau site de production électronucléaire ou d'un nouveau site hors production électronucléaire d'un coût supérieur à 300 M€ ;
- éventuellement, lorsqu'il s'agit d'un nouveau site de production électronucléaire d'un coût supérieur à 150 M€.

Par ailleurs les pays voisins sont informés par le Gouvernement français conformément aux traités en vigueur.

Si des données nouvelles concernant les sites (séismes, inondation, etc.), susceptibles de remettre en cause la sûreté de l'installation, sont identifiées, il est procédé à une réévaluation de sûreté ainsi qu'il est indiqué dans le chapitre 14.

17.2 La pratique pendant la période considérée

Pendant la période écoulée, dans le cadre des études pour la construction, sur le centre de Cadarache, du Réacteur de recherche Jules Horowitz, le CEA a été amené à choisir le site le plus approprié. Cette démarche de choix du site s'est effectuée :

- en appliquant les Règles Fondamentales de Sûreté sur les études géologiques et géotechniques (RFS I.3.c), sur la détermination des mouvements sismiques à considérer (RFS 2001-01) et sur la

Partie D - Article 17: Choix de site

prise en compte du risque d'inondation d'origine externe (RFS I.2.e).

L'application des RFS a conduit à prendre en compte les caractéristiques des sols (géologie, hydrogéologie et géotechnique) et le comportement des terrains (tassement et gonflement, liquéfaction et stabilité des pentes).

- en appliquant la démarche habituelle de l'industrie nucléaire française qui, de plus, respecte l'esprit de l'approche recommandée par l'AIEA pour le classement des sites.

Les principales techniques mises en œuvre, toutes issues des sciences de la terre, ont été complétées par des sondages et des tranchées de reconnaissance afin d'obtenir des informations sur les terrains non affleurants.

Parmi les contraintes, classées en 4 catégories s'étendant des contraintes impératives aux contraintes aménageables, auxquelles le site doit satisfaire, on citera les contraintes impératives suivantes :

- situation hors d'une zone inondable ;
- terrain pouvant supporter une charge suffisante ;
- terrain constitué d'une roche soit calcaire ou marno-calcaire, soit de formations alluvionnaires, en fond d'excavation ;
- terrain exempt de rejeu de failles en surface ;
- terrain exempt, jusqu'à une profondeur au moins double de la partie enterrée, de poches karstiques, de niveaux potentiellement liquéfiables ou de failles importantes ;
- prise en compte de l'environnement.

Des trois sites sélectionnés comme possibles au départ, un site "calcaire" a été retenu dans la "vallée des piles" du centre de Cadarache.

Le choix du site a été approuvé par l'ASN.

Une modélisation du niveau de l'aquifère de la zone choisie permettra de dimensionner un drainage éventuel.

Lorsque les études de génie civil seront suffisamment avancées, des essais géotechniques focalisés seront réalisés à l'emplacement des bâtiments lourds et sensibles.

18. Article 18 : Conception et construction

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que :

- i) lors de la conception et de la construction d'une installation nucléaire, plusieurs niveaux et méthodes de protection fiables (défense en profondeur) soient prévus contre le rejet de matières radioactives, en vue de prévenir les accidents et d'atténuer leurs conséquences radiologiques au cas où de tels accidents se produiraient ;*
- ii) les technologies utilisées dans la conception et la construction d'une installation nucléaire soient éprouvées par l'expérience ou qualifiées par des essais ou des analyses ;*
- iii) la conception d'une installation nucléaire permette un fonctionnement fiable, stable et facilement maîtrisable, les facteurs humains et l'interface homme-machine étant pris tout particulièrement en considération.*

18.1 Le processus d'autorisation

Le processus d'autorisation d'une installation nucléaire décrit ci-après aboutit à un "décret d'autorisation de création" qui précise les principes à respecter tant pour la conception et la construction (qualité des méthodes, qualification des composants) que pour l'exploitation (défense en profondeur, prévention des accidents et limitation de leurs conséquences, prise en compte du risque d'erreur humaine).

18.1.1 Les options de sûreté

Lorsqu'un exploitant envisage de construire une INB d'un type nouveau, il est d'usage qu'il en présente aussi tôt que possible, bien avant de faire une demande d'autorisation, les objectifs de sûreté et les principales caractéristiques.

La DGSNR demande généralement au Groupe permanent d'experts (GP) compétent d'examiner ces propositions, sur la base d'une analyse menée par l'IRSN, puis elle fait part à l'exploitant des questions dont il devra tenir compte dans sa demande d'autorisation de création.

Cette procédure préparatoire ne se substitue pas aux examens réglementaires ultérieurs, mais vise à les faciliter.

18.1.2 Les autorisations de création

18.1.2.1 Présentation de la demande d'autorisation de création

La demande d'autorisation de création d'une INB est adressée au ministre chargé de l'environnement et au ministre chargé de l'industrie qui la transmettent aux autres ministres intéressés (intérieur, santé, agriculture, urbanisme, transports, travail...). La demande est accompagnée par un rapport préliminaire de sûreté comportant la description de l'installation et des opérations qui y seront effectuées, l'inventaire des risques de toutes origines qu'elle présente, l'analyse des dispositions prises pour prévenir des risques et des mesures propres à réduire la probabilité des accidents et leurs effets. La demande comporte également un document précisant les dispositions destinées à faciliter le démantèlement ultérieur de l'installation.

L'instruction de cette demande comporte une enquête publique et un examen technique.

18.1.2.2 Consultation du public et des autorités locales

L'enquête publique est ouverte par le préfet du département dans lequel doit être implantée l'installation. Le dossier soumis à l'enquête doit notamment préciser l'identité du demandeur, l'objet de l'enquête, la nature et les caractéristiques essentielles de l'installation, et comporter un plan de celle-ci, une carte de la région, une étude de dangers et une étude d'impact sur l'environnement.

Partie D - Article 18: Conception et construction

En plus de la préfecture concernée, un dossier et un registre d'enquête sont déposés dans toutes les communes dont tout ou partie du territoire est situé à l'intérieur d'une bande de 5 km de largeur entourant l'installation projetée. Si cette bande empiète sur le territoire de plusieurs départements, un arrêté conjoint des préfets concernés organise l'enquête dans chacun d'eux, le préfet du lieu principal de l'opération étant coordonnateur de la procédure.

Conformément aux dispositions générales en la matière, la durée de l'enquête publique est d'un mois minimum à deux mois maximum, avec possibilité de prorogation de quinze jours par décision motivée du commissaire-enquêteur. De plus, dans le cas des INB, une disposition spécifique, introduite par un décret du 12 mai 1993, permet au Gouvernement de proroger le délai d'enquête d'une durée maximale d'un mois.

L'objet de l'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. Aussi, toute personne intéressée, quels que soient son lieu de domicile ou sa nationalité, est invitée à s'exprimer.

Un commissaire-enquêteur (ou une commission d'enquête selon la nature ou l'importance des opérations) est désigné par le président du Tribunal administratif compétent. Il peut recevoir tous documents, visiter les lieux, entendre toutes personnes, organiser des réunions publiques et demander une prorogation de l'enquête.

A la fin de celle-ci, il examine les observations du public consignées dans les registres d'enquête ou qui lui auront été adressées directement. Il transmet un rapport et son avis au préfet dans le mois suivant la clôture de l'enquête.

Les services départementaux ou régionaux des ministères intéressés par le projet sont également consultés par le préfet.

Enfin, ce dernier adresse, avec son avis, le rapport et les conclusions du commissaire-enquêteur, ainsi que les résultats de la conférence administrative, aux ministres chargés de la sûreté nucléaire (environnement et industrie).

L'enquête publique organisée en vue d'une éventuelle déclaration d'utilité publique (DUP) peut tenir lieu d'enquête publique pour la demande d'autorisation de création.

18.1.2.3 Consultation des organismes techniques et des ministères

Le rapport préliminaire de sûreté qui accompagne la demande d'autorisation de création est soumis à l'examen de l'un des GP placés auprès de la DGSNR.

Après avis du GP et en prenant en compte les résultats de l'enquête publique et les observations éventuelles des autres ministres, la DGSNR prépare, si rien ne s'y oppose, un projet de décret autorisant la création de l'installation.

Ce projet est alors communiqué pour avis à la Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB) par les ministres chargés de la sûreté nucléaire. La Commission doit donner son avis dans les deux mois de sa saisine.

Le projet de décret, éventuellement amendé, est alors soumis pour avis conforme au ministre chargé de la santé qui doit se prononcer dans un délai de trois mois.

18.1.2.4 Le décret d'autorisation de création

Le décret d'autorisation de création, pris sur rapport des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, fixe le périmètre et les caractéristiques de l'installation, ainsi que les prescriptions particulières auxquelles doit se conformer l'exploitant. Il précise également les justifications que ce

dernier devra présenter en vue de la mise en exploitation puis en service de son installation et ultérieurement lors de l'arrêt définitif.

Les prescriptions particulières à l'installation s'imposent sans préjudice de l'application de la réglementation technique générale, de la réglementation des rejets d'effluents et des autres textes applicables en matière de protection de l'environnement ou d'hygiène et sécurité des travailleurs.

18.2 Présentation des projets actuels

18.2.1 Réacteurs électronucléaires

En 2000 s'était achevé l'examen, par le Groupe Permanent d'experts pour les réacteurs et un ensemble d'experts allemands, des principales options de sûreté du projet de réacteur à eau sous pression franco-allemand EPR (European Pressurised water Reactor).

L'EPR est un projet de réacteur à eau sous pression évolutionnaire développé conjointement par des industriels et électriciens français et allemands (Framatome, Siemens, EDF et un groupement d'électriciens allemands). Au plan de la sûreté, ce projet prévoit un renforcement important de la défense en profondeur par rapport aux réacteurs actuels.

L'examen des options de sûreté du projet a été engagé en 1993, à travers une coopération technique franco-allemande. Les recommandations successives, émises par les groupes d'experts français et allemands, ont été approuvées conjointement par les Autorités de sûreté des deux pays, puis, à partir de la fin de l'année 1998, par l'Autorité de sûreté nucléaire française.

Le processus a conduit à la transmission en octobre 1997 aux Autorités de sûreté française et allemande d'un premier avant-projet détaillé pour l'îlot nucléaire de l'EPR, le "Basic Design Report", qui prenait en compte les recommandations déjà émises. A la suite d'une phase d'optimisation du projet conduite en 1998 par les concepteurs, une remise à jour du "Basic Design Report" a été transmise en février 1999.

De janvier à avril 2000, le Groupe permanent pour les réacteurs et des experts allemands se sont réunis de manière régulière afin d'achever le projet de principes techniques directeurs ("Technical Guidelines"), recueil de recommandations relatives aux principales options de sûreté du projet EPR. La version définitive du recueil a été validée en octobre 2000 par le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs avec le concours d'experts allemands.

Un programme de travail défini d'un commun accord entre EDF et l'ASN a permis de cadrer les échanges des années 2001 à 2003, préparant la constitution du rapport préliminaire de sûreté. Les échanges ont porté notamment sur :

- le confinement des bâtiments périphériques ;
- les améliorations de la conception du système de refroidissement du combustible utilisé pour éliminer le risque de perte totale du refroidissement ;
- les compléments d'études probabilistes de sûreté (compléments aux études EPS de Niveau 1 du Basic Design, méthodologie des études EPS de Niveau 2) ;
- la liste des événements du domaine complémentaire ;
- le programme de travail concernant la prise en compte du facteur humain ;
- les dossiers relatifs aux grands choix de conception des gros composants primaires et secondaires.

Un certain nombre de dossiers complémentaires de sûreté portant notamment sur l'évolution de la conception de l'enceinte de confinement associée à la mise en œuvre d'une peau métallique sur l'enceinte interne, la démarche de prise en compte de la maintenance préventive et les évolutions en

matière de R&D concernant la conception des dispositions relatives aux accidents graves ont été transmis en 2003 et sont en cours d'instruction.

Fin 2003, l'EPR a été choisi pour le cinquième réacteur finlandais. En France, le Parlement s'est prononcé en juin 2004, à la suite d'un débat sur les orientations de la politique énergétique française, en faveur de la construction d'un réacteur EPR.

18.2.2 Réacteurs de recherche

Le CEA juge nécessaire la construction d'un nouveau réacteur, appelé 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, permettra au CEA de couvrir ses besoins en matière de recherche et développement jusqu'en 2050 environ. Le démarrage du réacteur est actuellement programmé pour 2013.

L'objectif premier du réacteur est l'irradiation de matériaux et de combustibles en soutien au programme électronucléaire français. Des fonctions supplémentaires telles que la production de faisceaux de neutrons sont prévues ; des réservations sont envisagées à la conception dans le but de réaliser de la neutronographie industrielle ou pour implanter sur le site une nouvelle technique médicale, développée dans le cadre du traitement de tumeurs cancéreuses.

La conception du RJH est fondée sur le concept de la défense en profondeur qui conduit à porter une attention particulière au confinement en définissant les barrières entre les produits radioactifs et l'environnement extérieur de l'installation.

L'approche sûreté du RJH prend notamment en compte :

- côté réacteur :
 - les situations incidentelles et accidentelles dans une approche comparable à celle demandée par l'AIEA sur les réacteurs électrogènes du futur ;
 - la définition des systèmes de protection, de sauvegarde et ultimes ;
 - la flexibilité des constituants afin de faciliter leur remplacement ;
 - les conditions de maintenance et d'inspection en service pour les rendre aussi aisées que possible ;
 - la prise en compte des agressions internes et externes : séismes, explosions, incendies, conditions climatiques extrêmes ... ;
- côté expérimentation ;
 - la séparation physique entre les systèmes d'exploitation du réacteur et les systèmes d'exploitation des dispositifs expérimentaux ;
 - la possibilité du dépassement des conditions nominales des réacteurs de puissance en vue de permettre des expériences de sûreté dans lesquelles les échantillons seraient susceptibles d'être fortement dégradés (représentativité de séquences accidentelles) ;
 - des critères, au niveau de l'accueil dans le réacteur, d'apport en réactivité et de relâchement radioactifs apportés par la défaillance des dispositifs expérimentaux ;
 - enfin, des moyens expérimentaux associés (cellules chaudes et laboratoires supports) concomitant au réacteur et faisant l'objet de la même approche de sûreté.

Le Retour d'Expérience accumulé dans l'exploitation des réacteurs de recherche, au CEA et ailleurs, fait partie intégrante des études ainsi que la prise en compte des Facteurs Humains.

Enfin, la conception du RJH est basée sur l'utilisation de combustible à faible enrichissement.

Partie D - Article 18 : Conception et construction

Le dossier d'options de sûreté du futur réacteur a été transmis à l'ASN au mois de janvier 2002. Ce dossier a été examiné par le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs au premier semestre 2003. L'ASN a indiqué au CEA au mois d'août 2003 qu'elle n'avait pas d'objection à ce que soit poursuivi le projet RJH, sur la base des options de sûreté présentées à l'ASN et sous réserve de la prise en compte de demandes complémentaires.

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 de stockage provisoire 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 Processus d'autorisation et réglementation

19.1.1 Les autorisations de mise en service des réacteurs électronucléaires

L'arrivée de la première charge d'éléments combustibles neufs dans le bâtiment de stockage du réacteur ne peut intervenir qu'après autorisation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie. Cette autorisation est délivrée après examen par la DGSNR :

- des conditions d'entreposage prévues par l'exploitant, qui lui ont été présentées au moins trois mois auparavant ;
- des conclusions d'une inspection qui a lieu peu de temps avant la date prévue pour l'arrivée des éléments combustibles.

Par ailleurs, six mois avant le chargement du réacteur, l'exploitant doit adresser aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie un rapport provisoire de sûreté, accompagné de règles générales d'exploitation (RGE) provisoires et d'un plan d'urgence interne (PUI) précisant l'organisation et les moyens à mettre en œuvre sur le site en cas d'accident. La DGSNR consulte le GP pour les réacteurs sur ces documents, puis élabore son propre avis. C'est au vu de cet avis que les ministres peuvent autoriser le chargement du combustible et les essais de mise en service.

Pour les réacteurs nucléaires à eau sous pression, au moins quatre autorisations successives sont nécessaires dans la phase de démarrage :

- l'autorisation de chargement. Elle permet la mise en place des éléments combustibles fissiles dans la cuve du réacteur et le début des essais, combustibles en place (essais dit précritiques à froid) ;
- l'autorisation d'effectuer les essais précritiques à chaud qui ont lieu avant la première divergence. Ces essais sont subordonnés au bon résultat des essais précritiques à froid et permettent d'atteindre (en faisant tourner les pompes primaires) la température et la pression nominales du circuit primaire. Ils ne sont autorisés qu'après délivrance du procès-verbal d'épreuve hydraulique du circuit primaire, en application d'un arrêté du 26 février 1974 (voir § 7.2.2.1) ;
- l'autorisation de première divergence et de montée en puissance jusqu'à 90 % de la puissance nominale prévue ;
- l'autorisation de montée en puissance à 100 % de la puissance nominale prévue.

Après le premier démarrage, dans un délai fixé par le décret d'autorisation de création, l'exploitant demande l'autorisation de mise en service définitive aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie. Il accompagne sa demande d'un rapport définitif de sûreté, de RGE définitives et d'une nouvelle version du PUI. Ces documents doivent prendre en compte les enseignements de la période de fonctionnement qui s'est écoulée depuis le premier démarrage.

19.1.2 Les autorisations de mise en service applicables aux réacteurs de recherche

Les décrets d'autorisation de création des INB autres que les réacteurs de puissance prévoient que leur mise en service est subordonnée à une autorisation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie.

Cette autorisation, dite de mise en actif, est assortie de la notification de prescriptions techniques. Elle est précédée de l'examen par la DGSNR et ses appuis techniques, notamment le GP compétent, du dossier établi par l'exploitant. Ce dossier comprend le rapport provisoire de sûreté, les RGE de l'installation et le PUI.

De plus, avant la mise en service définitive de l'installation, qui doit intervenir dans un délai fixé par chaque décret d'autorisation de création, l'exploitant doit soumettre aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie un rapport définitif de sûreté. Cette mise en service définitive est soumise à une autorisation ministérielle assortie le cas échéant d'une mise à jour des prescriptions techniques et des RGE, selon une procédure similaire à celle utilisée pour les réacteurs de puissance.

19.1.3 Les autorisations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement

L'article 6 ter du décret n°63-1228 du 11 décembre 1963 prescrit que, lorsqu'un exploitant prévoit, pour quelque cause que ce soit, la mise à l'arrêt définitif de son installation, il doit en informer l'ASN en lui adressant :

- un document justifiant l'état choisi pour l'installation après son arrêt définitif et indiquant les étapes de son démantèlement ultérieur ;
- un rapport de sûreté applicable aux opérations de mise à l'arrêt définitif et les dispositions permettant d'assurer la sûreté de l'installation ;
- les règles générales de surveillance et d'entretien à observer pour maintenir un niveau satisfaisant de sûreté ;
- une mise à jour du PUI du site de l'installation concernée.

L'exploitant doit également joindre à son dossier, au titre de la réglementation générale relative à la protection de la nature, une étude d'impact sur l'environnement des dispositions proposées.

La mise en œuvre de ces diverses dispositions est subordonnée à leur approbation par décret contresigné par les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, après avis conforme du ministre chargé de la santé, la CIINB ayant été consultée au préalable.

Dans certains cas, des opérations comme le déchargement et l'évacuation des matières nucléaires, l'élimination de fluides ou des actions de décontamination et d'assainissement, peuvent être réalisées dans le cadre du décret d'autorisation de création de l'installation, à la double condition qu'elles n'entraînent pas l'observation des prescriptions précédemment imposées et qu'elles soient effectuées dans le respect du rapport de sûreté et des RGE en vigueur, moyennant, éventuellement, quelques modifications. Dans les autres cas, elles relèvent du décret de mise à l'arrêt définitif.

On distingue actuellement, après ces éventuelles opérations dites de « cessation définitive d'exploitation », deux phases successives de travaux, à savoir :

- les opérations de « mise à l'arrêt définitif », autorisées par décret comme indiqué ci-dessus, qui portent principalement sur le démontage des matériels externes à l'îlot nucléaire et non nécessaires au maintien de la surveillance et de la sûreté de celui-ci, le maintien ou le renforcement des barrières de confinement, l'établissement d'un bilan de radioactivité ;
- les travaux de « démantèlement » portant sur la partie nucléaire proprement dite ; ceux-ci peuvent être engagés à l'issue des opérations de mise à l'arrêt définitif, ou encore différés pour permettre de bénéficier de la décroissance radioactive de certains matériaux activés ou contaminés.

Dès lors que les travaux de démantèlement affectent suffisamment l'installation pour en changer la nature, tout en lui conservant son statut d'INB, il y a création d'une nouvelle INB qui doit faire l'objet d'une nouvelle autorisation délivrée par décret à l'issue d'une procédure complète comportant une enquête publique. Généralement, l'installation considérée devient une unité d'entreposage de ses propres matériels laissés en place.

Si les travaux de démantèlement sont poussés jusqu'au stade où la radioactivité totale des substances radioactives restantes devient inférieure au minimum réglementaire justifiant le classement comme INB, l'installation pourra être rayée de la liste des INB (déclassement). Elle pourra alors, selon le niveau résiduel de radioactivité, se voir appliquer les dispositions de la loi du 19 juillet 1976 relative aux installations classées pour la protection de l'environnement (articles L.511-1 à L.517-2 du code de l'environnement), et être soumise à ce titre à une procédure, soit de déclaration, soit d'autorisation.

La mise à l'arrêt définitif et le démantèlement des installations nucléaires ont fait l'objet le 17 février 2003 d'une note de doctrine de la DGSNR, diffusée aux exploitants nucléaires. Sans remettre en cause le cadre réglementaire existant, cette note ouvre la possibilité de simplifier les actes accompagnant la fin de vie des installations, en traitant par un seul et même décret la mise à l'arrêt définitif et les phases successives du démantèlement. L'objectif de cette note est ainsi de :

- préciser les définitions des grandes étapes techniques du démantèlement pour mieux les adapter à la diversité des installations nucléaires ;
- favoriser les démantèlements complets engagés immédiatement ou légèrement reportés ;
- privilégier la présentation et la justification par l'exploitant, en amont du lancement des procédures réglementaires, du scénario de démantèlement retenu, de la phase de l'arrêt définitif de production jusqu'au démantèlement final de l'installation ;
- clarifier la notion administrative du déclassement d'une installation nucléaire de base et des critères qui peuvent y être associés.

19.1.4 Les autorisations de rejets d'effluents liquides et gazeux et de prélèvements d'eau

Le fonctionnement normal des installations nucléaires produit des effluents radioactifs. Leur rejet dans l'environnement est soumis à des conditions strictes, précisées par une autorisation réglementaire, afin

de protéger le personnel, le public et les milieux naturels. Cette autorisation concerne les effluents radioactifs liquides et les effluents radioactifs gazeux. Elle tient compte de la radioactivité ainsi que des caractéristiques chimiques de ces deux types d'effluents radioactifs.

Par ailleurs, le fonctionnement de la plupart des installations nucléaires nécessite également, dans le milieu environnant et selon les cas, des prélèvements d'eau et des rejets d'effluents liquides et gazeux non radioactifs.

En application du décret n° 95-540 du 4 mai 1995 modifié relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des INB, une même autorisation, délivrée au niveau ministériel, peut réglementer, le cas échéant, les rejets d'effluents liquides et gazeux radioactifs et non radioactifs ainsi que les prélèvements d'eau d'une INB considérée. La procédure, explicitée par deux circulaires interministérielles (santé – industrie – environnement) des 6 novembre 1995 et 20 mai 1998, est menée sur le fondement d'une seule et même demande établie en conséquence, le service instructeur étant dans tous les cas la DGSNR.

Les règles de procédure du décret précité s'appliquent également aux installations classées pour la protection de l'environnement incluses dans le périmètre d'une INB. Ce décret permet ainsi d'apprécier l'impact global des prélèvements et rejets d'une installation sur son environnement.

19.1.4.1 Présentation de la demande d'autorisation

La demande relative aux rejets d'effluents et prélèvements d'eau porte sur l'ensemble des opérations pour lesquelles une autorisation est sollicitée. Elle est adressée aux ministres chargés de l'industrie et de l'environnement. Cette demande comprend, outre divers plans, cartes et renseignements, une description des opérations ou activités envisagées ainsi qu'une étude de leur impact sur la santé de l'homme et sur l'environnement comportant les mesures compensatoires proposées et les moyens de surveillance prévus.

19.1.4.2 Avis des ministères concernés

La demande est transmise pour avis aux ministres chargés de la santé et de la sécurité civile, ainsi qu'à la Direction de la prévention des pollutions et des risques du ministère chargé de l'environnement.

19.1.4.3 Consultation du public et des autorités et organismes locaux

Les ministres chargés de l'industrie et de l'environnement, après avoir demandé à l'exploitant, le cas échéant, des compléments ou des modifications au dossier, transmettent la demande ainsi que les avis des ministres au préfet du département concerné.

Le préfet provoque une conférence administrative entre les services déconcentrés de l'Etat dont la consultation lui paraît utile et soumet la demande d'autorisation à une enquête publique dans des conditions similaires à celles décrites ci-dessus pour les autorisations de création.

L'enquête est ouverte dans la commune de réalisation de l'opération ainsi que dans les autres communes où celle-ci paraît de nature à étendre son effet.

Par ailleurs, le préfet consulte les conseils municipaux concernés ainsi que divers organismes comme le Conseil départemental d'hygiène et, le cas échéant, la Mission déléguée de bassin ou la personne publique gestionnaire du domaine public. Enfin, il communique le dossier, pour information, à la Commission locale de l'eau.

19.1.4.4 L'arrêté interministériel d'autorisation

Le préfet transmet ensuite les résultats de la conférence administrative, des consultations et de l'enquête, avec son avis, aux ministres chargés de l'industrie et de l'environnement.

L'autorisation est accordée par arrêté conjoint des ministres chargés de la santé, de l'industrie et de l'environnement.

Cet arrêté fixe, dans le cadre de règles techniques générales définies par un arrêté des ministres chargés de l'industrie, de l'environnement et de la santé du 26 novembre 1999, lui-même explicité par une circulaire aux préfets, signée par les mêmes ministres le 17 janvier 2002 :

- a) les limites des prélèvements et des rejets auxquels l'exploitant est autorisé à procéder ;
- b) les moyens d'analyse, de mesure et de contrôle de l'ouvrage, de l'installation, des travaux ou de l'activité, et de surveillance de leurs effets sur l'environnement ;
- c) les conditions dans lesquelles l'exploitant rend compte, aux ministres chargés de la santé et de l'environnement et au préfet, des prélèvements d'eau et des rejets qu'il a effectués, ainsi que des résultats de la surveillance de leurs effets sur l'environnement ;
- d) les modalités d'information du public.

A la demande du bénéficiaire de l'autorisation ou à leur propre initiative, les ministres chargés de la santé, de l'industrie et de l'environnement peuvent, après consultation du Conseil départemental d'hygiène, modifier par arrêté les conditions prévues dans l'arrêté d'autorisation.

Enfin, toute modification apportée par l'exploitant à l'installation ou à son mode d'utilisation, et de nature à entraîner des conséquences sur les rejets d'effluents ou sur les prélèvements d'eau, doit être portée avant sa réalisation à la connaissance des ministres chargés de l'industrie et de l'environnement, qui consultent le ministre chargé de la santé. S'ils estiment que la modification est de nature à entraîner des dangers ou des inconvénients pour l'environnement, ils peuvent exiger le dépôt d'une nouvelle demande d'autorisation.

19.1.5 Les documents d'exploitation

Pour l'exploitation des centrales nucléaires, le personnel se réfère à différents documents ; parmi ceux-ci, l'ASN porte une attention particulière à ceux qui concernent la sûreté.

En premier lieu, il s'agit des règles générales d'exploitation (RGE) qui présentent les dispositions mises en œuvre au cours de l'exploitation des réacteurs ; elles complètent le rapport de sûreté, qui traite essentiellement des dispositions prises à la conception du réacteur. Le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 modifié prévoit en particulier que l'exploitant fournisse, à l'appui de sa demande d'autorisation de mise en service d'une installation nucléaire de base, ces deux documents.

Ces RGE comprennent un certain nombre de chapitres qui sont approuvés par l'ASN et dont les thèmes sont indiqués pour les réacteurs électronucléaires au paragraphe § 19.2.2. En particulier un chapitre décrit les limites de fonctionnement sous la forme de "spécifications techniques d'exploitation (STE)".

19.1.6 Le suivi des incidents

L'arrêté "qualité" du 10 août 1984, déjà cité, prévoit, dans ses articles 12 et 13, les dispositions en matière d'anomalies et incidents. Tout écart par rapport à une exigence définie pour l'accomplissement ou le résultat d'une activité concernée par la qualité, toute situation susceptible de porter préjudice à la qualité définie ou toute situation justifiant, du point de vue de la sûreté, une action corrective, sont désignés, selon les cas, "anomalies ou incidents" dans cet arrêté.

L'action de correction d'une anomalie ou d'un incident ainsi défini est considérée comme une activité concernée par la qualité. Un état des anomalies ou incidents est tenu à jour.

Les anomalies ou incidents qui ont une importance pour la sûreté doivent être identifiés. Ces anomalies ou incidents sont désignés " anomalies ou incidents significatifs" dans cet arrêté.

Partie D - Article 19 : Exploitation

A cette fin, une procédure doit permettre pour chaque activité concernée par la qualité de déterminer, en tenant compte dans la mesure du possible de critères établis, ceux des incidents ou anomalies qui doivent être considérés comme significatifs. Elle précise les fonctions des personnes chargées de cette identification.

Les incidents sont déclarés sous 24 heures à l'Autorité de sûreté en application des dix critères suivants, fixés par une lettre de l'ASN de 1982 :

- arrêt automatique de réacteur ;
- mise en service des systèmes de sauvegarde ;
- incident mettant en cause directement ou qui aurait pu mettre en cause les limites de fonctionnement (STE) si le même incident s'était produit dans un état différent ;
- agression externe susceptible d'affecter la sûreté ;
- acte ou tentative de malveillance susceptible d'affecter la sûreté ;
- rejet de produit radioactif incontrôlé ;
- incident impliquant une exposition aux rayonnements ionisants supérieure aux limites fixées par la réglementation ;
- incident d'origine nucléaire ayant entraîné mort d'homme ou blessure grave ;
- défaut de conception ;
- toute autre anomalie jugée significative par l'exploitant ou l'Autorité de sûreté et n'étant pas couverte par un des neuf premiers critères.

Les incidents sont systématiquement classés selon l'échelle INES. Un compte rendu d'analyse de l'incident doit être adressé par l'exploitant à l'ASN dans les 2 mois.

Les modalités de l'action de l'Autorité de sûreté sont indiquées au § 7.3.

19.2 Mesures prises par EDF

19.2.1 Mise en service de réacteurs à EDF

Les essais de mise en service suivent les programmes de principe d'essais (PPE) 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.

La description détaillée des essais à réaliser est indiquée dans une procédure d'exécution d'essais (PEE) qui précise les modalités de réalisation de chaque essai et ses critères d'acceptation.

Les essais de mise en service comportent :

- des essais préliminaires : essais à blanc (contrôle fil à fil, conformité des séquences aux diagrammes logiques), essais de rotation des pompes, mise en propreté des circuits... ;
- des essais d'ensemble :
 - essais fonctionnels cuve ouverte (EFCO) : essais du système d'injection de sécurité RIS et du système de refroidissement à l'arrêt RRA ;
 - essais à froid : essais d'ensembles fonctionnels, le circuit primaire n'étant pas en température ;
 - essais à chaud : essais des ensembles fonctionnels de la chaudière dans toute la gamme de pression et de température ;
 - chargement et essais précritiques avant divergence ;
 - montée en puissance ;

Partie D - Article 19: Exploitation

- essais de performances : par exemple, le bilan thermique de la chaudière qui permet de mesurer la puissance fournie par le réacteur ;
- essais "tête de série" réalisés sur la première tranche de chaque palier, par exemple la vérification du comportement vibratoire des internes de la cuve.

Les PEE complétées par les fiches de relevés et par les résultats des essais deviennent des relevés d'exécution d'essais (REE). Des fiches d'analyse des relevés d'exécution d'essais (FAREE) sont établies pour les matériels importants pour la sûreté.

Ces documents sont analysés par les agents sur site et par les Centres d'ingénierie nationaux. L'analyse des résultats obtenus peut conduire à des reprises d'essais. Ces documents sont ensuite remis à l'exploitant qui est responsable de leur archivage. La coordination et la planification des essais sont assurées par un groupe formé par l'exploitant et les constructeurs.

Les incidents d'essais sont mentionnés dans la base de données nationale, et s'ils sont significatifs pour la sûreté, déclarés à l'ASN.

Une commission d'essais sur site (CES) se réunit à chaque passage important d'une phase d'essais d'ensemble à une autre. Elle regroupe EDF, les constructeurs et des représentants de l'ASN. Les principaux résultats des essais d'ensemble et des essais particuliers sont examinés. L'ASN donne l'autorisation de passer à la phase suivante des essais en fonction des résultats présentés en CES (par exemple, l'autorisation de chargement du cœur).

Le directeur du site devient responsable de la sûreté de la tranche à partir du premier chargement du cœur en combustible nucléaire.

19.2.2 Les spécifications techniques d'exploitation pour les réacteurs d'EDF

Les installations doivent être exploitées conformément aux règles générales d'exploitations (RGE), document réglementaire qui comporte 10 chapitres.

Chapitre 1 : Organisation au stade de l'exploitation

Chapitre 2 : Organisation de la qualité

Chapitre 3 : Spécifications techniques d'exploitation

Chapitre 4 : Organisation de la sécurité-radioprotection

Chapitre 5 : Procédures de rejets radioactifs liquides et gazeux

Chapitre 6 : Conduite à tenir en cas d'incident ou d'accident

Chapitre 7 : Plan d'urgence interne

Chapitre 8 : Consignes de conduite

Chapitre 9 : Essais périodiques des systèmes IPS

Chapitre 10 : Essais physiques relatifs au cœur des réacteurs

Le chapitre 3 des RGE concerne les spécifications techniques d'exploitation (STE) dont le premier rôle est de définir les limites des domaines d'exploitation normale de la tranche afin de la maintenir à l'intérieur des limites de sécurité et des hypothèses de dimensionnement du réacteur. Le deuxième rôle des STE est de requérir la disponibilité des fonctions de sûreté indispensables au contrôle, à la protection, à la sauvegarde ainsi qu'à l'opérabilité des procédures de conduite incidentelle et accidentelle, complémentaires et ultimes. Le troisième rôle des STE est de définir une conduite à tenir en cas d'indisponibilité d'une fonction de sûreté requise ou du dépassement des domaines d'exploitation normale.

Pour chaque domaine d'exploitation, les STE définissent le domaine de fonctionnement à respecter, c'est-à-dire les limites des paramètres physiques (volumes d'eau, concentrations en bore,

Partie D - Article 19 : Exploitation

températures, pressions, débits...). La surveillance de ces paramètres est possible à partir des moyens disponibles en salle de commande : indicateurs, enregistreurs, alarmes...

En particulier, la pression et la température du circuit primaire doivent constamment se trouver dans un domaine bien défini. Toute sortie de ce domaine en fonctionnement normal est prohibée.

Pour chaque domaine d'exploitation, les STE définissent les fonctions de sûreté qui doivent être disponibles. Ces fonctions sont "requis". Un matériel ou système est disponible si et seulement si on peut démontrer sans délai 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.

Un équipement disponible peut être à l'arrêt.

Une indisponibilité peut être :

- fortuite : elle fait directement suite à la découverte inopinée d'une anomalie de fonctionnement du matériel concerné, détectée par un des moyens à la disposition de l'exploitant. L'occurrence de ce type d'indisponibilité est, par définition, aléatoire ;
- programmée : sa périodicité et sa cause sont connues et préétablies (réalisation du programme de maintenance préventive ou d'essais périodiques). L'occurrence de ce type d'indisponibilité est, par définition, certaine ;
- autre : ni fortuite ni programmée. C'est le cas des indisponibilités occasionnées par la réalisation d'une modification ou d'un contrôle particulier non consécutif à la détection d'une anomalie, voire de la requalification après une telle intervention.

L'existence d'une non-conformité à une règle des STE dans un état de tranche où cette règle doit être respectée (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 de la tranche. 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. Le délai de réparation est autorisé pour intervenir et retrouver la disponibilité du matériel requis.

Toute dérogation aux STE doit être exceptionnelle et ne peut être utilisée qu'après accord de la DGSNR. Pour obtenir cet accord, il faut présenter à l'ASN une demande de dérogation qui doit préciser: la prescription qu'il est envisagé de ne pas respecter, la nécessité de la dérogation, son acceptabilité vis-à-vis de la sûreté, en proposant éventuellement des mesures compensatoires complémentaires.

19.2.3 Contrôles, maintenance, essais des réacteurs d'EDF

19.2.3.1 Contrôles et essais

Le chapitre 9 des RGE définit le programme de contrôles et d'essais périodiques des matériels importants pour la sûreté. Pour vérifier la disponibilité de ces matériels, et notamment des systèmes de

sauvegarde qui devraient être utilisés en cas d'accident, des essais de bon fonctionnement sont réalisés périodiquement. En cas de résultat non satisfaisant, la conduite à tenir est précisée par les spécifications techniques d'exploitation. Ce type de situation peut parfois obliger l'exploitant à arrêter le réacteur pour rétablir la fonction défaillante.

Les essais périodiques permettent, au cours de l'exploitation des tranches, de garantir :

- l'absence d'évolution défavorable par rapport au référentiel de conception ;
- le respect des hypothèses choisies pour les conditions de fonctionnement dimensionnantes décrites dans les études d'accidents du rapport de sûreté ;
- le contrôle de la disponibilité des matériels et des fluides associés constituant les fonctions de sûreté requises par les STE ;
- le contrôle de la disponibilité des moyens indispensables à l'opérabilité des procédures de conduite incidentelle ou accidentelle.

Les essais périodiques décrits dans le chapitre 9 des RGE concernent tous les systèmes élémentaires classés importants pour la sûreté (IPS, y compris IPS-NC) de l'installation nucléaire. Néanmoins en sont exclus :

- les systèmes faisant par ailleurs l'objet de contrôles réglementaires ;
- les systèmes auxiliaires dont la disponibilité fait l'objet d'une surveillance continue et permanente et qui ne changent pas de configuration pour une mission de sauvegarde.

Les essais périodiques ne sont valides que si le niveau de sûreté de conception a bien été obtenu, ce qui impose que :

- la conception de la tranche ait été en préalable validée par des essais de tête de série sur au moins une tranche du palier ;
- la qualité de réalisation ait été vérifiée sur chaque tranche du palier par un processus de contrôle qualité impliquant des essais de réception ou de qualification lors de la mise en service initial ;
- les essais de réception ou de qualification précédents n'aient pas été remis en cause par des interventions de maintenance, de modification ou toute autre sortie du domaine courant d'exploitation ayant pu altérer les performances d'un matériel ou d'un sous-ensemble fonctionnel. Si tel n'est pas le cas, un nouveau processus de contrôle dit de requalification doit être exécuté préalablement à la reprise du programme d'essais périodiques.

Les systèmes les plus 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.

Tous les systèmes importants pour la sûreté font l'objet d'une règle d'essais périodiques qui fournit les éléments nécessaires à la rédaction des gammes d'essais : conditions de réalisation de l'essai, critères d'acceptabilité de l'essai (valeurs admissibles des paramètres et intervalles de tolérance associés), périodicités de réalisation. Les règles d'essais périodiques et les tableaux récapitulatifs associés sont soumis pour approbation à l'ASN.

La réalisation satisfaisante des programmes d'essais périodiques des RGE est une des conditions qui permettent de déclarer que les matériels et systèmes sont disponibles conformément à la définition de la disponibilité donnée dans les spécifications techniques d'exploitation (STE).

Une réalisation satisfaisante signifie que la périodicité prévue pour un essai est respectée et que les résultats de l'essai sont satisfaisants (les valeurs relevées au cours de l'essai sont conformes aux critères, les conditions de réalisation de l'essai sont conformes aux conditions prescrites dans la règle d'essais...). Dans le cas contraire, le matériel concerné doit être déclaré indisponible.

Il y a une tolérance de 25 % sur la périodicité des essais de fréquence calendaire (essai journalier, hebdomadaire, mensuel, annuel, tous les 30 JEPP - jours équivalents pleine puissance ...). L'utilisation de cette tolérance ne doit pas conduire au décalage de la programmation de l'essai suivant.

Le chapitre 10 des RGE définit le programme des essais physiques relatifs au cœur des réacteurs; il a été créé en 1997 afin de rassembler de manière cohérente les essais préexistants.

19.2.3.2 Maintenance

La maintenance préventive est définie tout d'abord en évaluant les conséquences des défaillances des matériels. Les matériels critiques sont ceux dont la défaillance a au moins l'une des conséquences suivantes :

- elle affecte une fonction de sûreté ;
- elle réduit la production ;
- elle exige des réparations coûteuses.

L'analyse des modes de défaillance de ces matériels à partir des informations disponibles (avis du constructeur, retour d'expérience d'EDF ou d'autres exploitants...) permet ensuite de définir les contrôles à réaliser.

Deux types de documents sont établis :

- les doctrines de maintenance, qui rassemblent les résultats des analyses des modes de défaillance et les justifications des contrôles retenus ;
- les programmes de base de maintenance préventive (PBMP), qui donnent la liste des tâches de maintenance préventive à réaliser pour les différents types de matériels.

Ces programmes comprennent les tâches de maintenance systématique avec leur périodicité et les critères d'acceptation de l'état du matériel constaté lors des inspections, contrôles ou visites (maintenance conditionnelle).

Les doctrines et les programmes de base de maintenance préventive évoluent à partir du retour d'expérience du comportement des matériels en exploitation (défaillances, résultats des inspections, contrôles et visites...) afin d'atteindre le meilleur compromis entre coût de maintenance et disponibilité de l'installation. EDF a conduit un processus visant à ce que les interventions de maintenance préventive soient optimisées par une démarche d'optimisation de la maintenance par la fiabilité (OMF).

Ainsi tous les programmes de maintenance des systèmes importants pour la sûreté ont-ils été repris. L'analyse des dysfonctionnements des matériels rencontrés en exploitation et le recueil des données de fiabilité sont par ailleurs organisés pour permettre leur mise à jour ultérieure. En complément et dans une même logique d'optimisation, EDF a engagé l'élaboration de programmes de maintenance conditionnelle.

Les règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques (RSEM) présentent les opérations de base de la surveillance en exploitation réalisées sur les matériels mécaniques et les appareils à pression, en application de la réglementation : visites, épreuves, essais hydrauliques, contrôles non destructifs, surveillance des matériaux vis-à-vis de l'irradiation, règles de remplacement ou de réparation des matériels. Les RSEM sont prises en compte dans les programmes de base de maintenance préventive (PBMP).

A la suite d'une intervention, d'une modification ou d'un événement d'exploitation, les essais de requalification permettent de s'assurer que les performances requises à la conception sont maintenues ou retrouvées.

La requalification débute généralement par la requalification du matériel (requalification intrinsèque); elle s'achève avec la requalification du système ou d'un sous-ensemble fonctionnel (requalification

fonctionnelle). La requalification fait partie intégrante de l'intervention. Elle fait l'objet d'une préparation au début de l'intervention, qu'elle soit programmée ou fortuite.

Cette préparation consiste à définir :

- la nécessité ou non de la requalification ;
- la nature des essais de requalification (type d'essai, mode opératoire, critères à vérifier, conditions de réalisation) ;
- les compléments ou mesures compensatoires nécessaires en l'absence d'essais adaptés.

Les documents d'intervention contiennent l'analyse faite lors de la préparation et le compte rendu de l'exécution avec le résultat de la requalification. L'atteinte des résultats des requalifications et le traitement des écarts éventuels sont un préalable à la déclaration de disponibilité des matériels ou systèmes.

19.2.4 Gestions des incidents et accidents pour les réacteurs d'EDF

Les paramètres d'exploitation (pression, température, flux neutronique, activité, débit...) sont mesurés en permanence à l'aide de capteurs et constituent autant d'indicateurs du fonctionnement de l'installation. En cas de dépassement des critères prédéfinis, les automatismes de la centrale détectent le phénomène et déclenchent une alarme en salle de commande afin que les opérateurs soient informés de l'événement, analysent la situation et prennent 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.

Le chapitre 6 des RGE concerne la conduite à tenir en cas d'incident ou d'accident. Il contient les règles qui définissent les principes de conduite retenus pour maintenir ou récupérer les fonctions de sûreté (maîtrise de la réactivité, refroidissement du cœur, confinement des produits radioactifs) en situation incidentelle ou accidentelle et ramener le réacteur dans un état sûr.

Les événements envisagés à la conception, dans le cadre de la démarche déterministe, ont permis de définir des conditions de fonctionnement classées en 4 catégories et leurs conséquences potentielles sur l'installation et l'environnement.

La définition des conditions de fonctionnement des catégories 2 (incidents), 3 et 4 (accidents) a permis :

- d'une part de dimensionner les installations pour limiter les conséquences de ces incidents et accidents ;
- d'autre part de définir une conduite de l'installation à moyen et long terme, pour maintenir ou amener le réacteur dans un état sûr en ne dépassant pas les conséquences radiologiques maximales de la catégorie correspondante.

Ces études sont menées selon les hypothèses suivantes :

- des hypothèses pénalisantes sont prises quant à l'état initial de la tranche et au fonctionnement de tous les dispositifs (protections, systèmes de sauvegarde...) sollicités par le transitoire ;
- les actions automatiques sont relayées par des actions manuelles issues de l'application des procédures de conduite par les opérateurs.

Les procédures « événementielles » ont été élaborées à partir du déroulement prévisible de l'incident ou de l'accident afin de maintenir ou ramener le réacteur dans un état sûr. Ces procédures sont applicables si l'événement est unique (pas de cumul avec un autre incident ou accident) et s'il a été correctement diagnostiqué.

L'approche par états physiques de la chaudière a été conçue pour faire face à un cumul de défaillances matérielles et humaines. En effet, si les combinaisons d'événements peuvent être multipliées à l'infini, les états physiques possibles de la chaudière sont, en revanche, en nombre limité. Ils peuvent être identifiés à partir de quelques paramètres physiques représentatifs. Les actions requises peuvent, en général, être déduites de la connaissance de cet état, sans qu'ait été nécessairement identifié l'enchaînement des événements antérieurs y ayant conduit.

Les principes de l'approche par états (APE) sont :

- d'identifier l'état physique global de l'installation, quelle que soit la situation, à partir de 6 fonctions d'état : sous-criticité, inventaire en eau primaire, évacuation de la puissance résiduelle, intégrité et inventaire en eau des GV, intégrité de l'enceinte de confinement ;
- de définir l'objectif général de la conduite à tenir, directement en fonction de cet état (passage à un état de repli par exemple) ;
- de définir les priorités entre fonctions d'état ;
- de préciser toutes les actions nécessaires pour maîtriser la situation par le contrôle des fonctions d'état (si les systèmes normalement utilisés sont indisponibles, des systèmes de substitution sont retenus suivant un ordre de priorité) ;
- d'effectuer une surveillance générale de la disponibilité des principaux systèmes utilisés, pour déclencher si nécessaire les substitutions ou la restauration des systèmes indisponibles.

L'ensemble comprenant l'identification de l'état physique, la définition des priorités, les actions de contrôle des fonctions d'état pour atteindre l'objectif général, constitue une stratégie de conduite.

Ce processus est repris cycliquement.

Cette conduite couvre tous les incidents ou accidents dits "thermohydrauliques" (brèches primaires, brèches secondaires, échauffement du cœur...) simples ou multiples, cumulés ou non avec des pertes de systèmes, des pertes de sources électriques, ou des défaillances humaines.

19.2.5 Ingénierie du parc EDF

L'ingénierie nucléaire d'EDF comprend deux branches principales :

- une partie intégrée à la Division Production Nucléaire, dont le rôle est le soutien à la mission de l'exploitant, responsable des performances de son parc de production sur le court et le moyen terme. Cette branche est notamment responsable de la définition des politiques de contrôle et de maintenance, et de l'appui immédiat aux sites dans le traitement des aléas techniques,
- une partie regroupée au sein de la Division Ingénierie Nucléaire, dont la mission est celle du propriétaire investisseur, responsable du développement et de la valorisation de son patrimoine industriel. Au-delà de la prise en compte du retour d'expérience événementiel, ses domaines privilégiés sont la préparation de l'avenir, pour répondre aux enjeux majeurs que sont l'amélioration des tranches en termes de sûreté, radioprotection et efficacité économique, l'amélioration des performances du combustible, l'allongement de la durée d'exploitation et le renouvellement du parc dans les meilleures conditions techniques, économiques et industrielles, mais aussi la déconstruction au moindre coût des installations arrêtées, compte tenu des contraintes fixées.

Chaque branche comporte des entités nationales spécialisées par domaine, et s'appuie sur des ingénieries de sites qui sont communes. Le dialogue entre les deux branches est bien sûr permanent pour d'une part assurer la prise en compte des besoins de l'exploitation dans la conception des évolutions des tranches, d'autre part assurer une aide à l'exploitant dans la résolution des problèmes d'exploitation qui impliquent notablement la conception.

19.2.6 Déclaration des anomalies ou incidents par EDF

EDF déclare à l'ASN les anomalies ou incidents significatifs dans les plus brefs délais. Il prend des dispositions appropriées à cet égard vis-à-vis de ses prestataires. La déclaration décrit les mesures déjà prises ou envisagées pour limiter l'extension de l'anomalie ou de l'incident et, le cas échéant, pour en atténuer les conséquences. Si l'installation est en fonctionnement, la déclaration précise les dispositions prises ou prévues pour la poursuite ou la reprise de l'exploitation dans des conditions de sûreté satisfaisantes.

Les anomalies ou incidents significatifs font l'objet d'une analyse approfondie pour déterminer avec précision leurs causes et leurs conséquences directes ou potentielles pour la sûreté et pour en tirer les enseignements utiles pour l'activité concernée par la qualité affectée et, le cas échéant, pour d'autres activités concernées par la qualité. Un dossier est constitué et tenu à jour pour chaque anomalie ou incident significatif qui contient notamment les éléments de cette analyse. EDF informe périodiquement l'ASN de l'état du dossier précité.

19.2.7 Le retour d'expérience à EDF

L'expérience d'exploitation d'EDF est particulièrement importante puisqu'elle représente aujourd'hui environ 1200 années-réacteurs. Le volume des informations qui arrivent des 58 tranches en exploitation impose une rigoureuse hiérarchisation afin d'obtenir un traitement pertinent vis-à-vis de la sûreté. La hiérarchisation mise en œuvre par EDF comprend les 3 niveaux suivants.

- Les événements importants pour la sûreté sont enregistrés par les sites dans une base de données commune afin de permettre un partage d'expérience (environ 10 000 par an). Ces événements sont traités en local, et également examinés chaque semaine au niveau national par un groupe interdisciplines. Ceci permet de détecter de façon précoce des problèmes récurrents et potentiellement génériques.
- Les événements significatifs pour la sûreté (environ 400 par an) font l'objet d'une analyse réalisée sur le site, puis examinée au niveau national. Chaque site utilise la méthode d'analyse définie au niveau national par un guide et des formations adaptées. Certaines analyses sont traitées directement avec l'appui national si l'enjeu ou le caractère générique le justifie.
- Pour certains événements significatifs les plus marquants pour la sûreté (environ 40 par an), une évaluation du risque potentiel d'endommagement du cœur est réalisée grâce à une approche probabiliste. La méthode employée permet d'identifier les scénarios de dégradation les plus probables et ainsi de déterminer le caractère précurseur de l'incident. Les mesures correctives retenues seront reliées au caractère plus ou moins fortement précurseur de l'événement.

Le regroupement d'incidents de même nature permet d'élaborer, à l'issue d'une analyse de deuxième niveau, des plans d'action de nature à éviter le renouvellement d'états défailants ou d'actions inappropriées. L'évolution du nombre d'incidents d'une nature donnée (erreur de lignage, non-conformité aux STE...) peut être considérée comme un indicateur de l'efficacité des mesures prises.

Les informations concernant les matériels, qui ont été stockées dans la base de données citée plus haut, sont également examinées périodiquement pour détecter d'éventuelles dérives de fiabilité, et également mesurer l'effet bénéfique des mesures de maintenance ou des modifications mises en œuvre.

19.2.8 Les déchets des réacteurs d'EDF

La gestion des déchets comporte les phases principales suivantes :

Partie D - Article 19 : Exploitation

- le « zonage déchets »¹ ;
- la collecte ;
- le tri ;
- la caractérisation ;
- le traitement ;
- l'entreposage ;
- l'expédition.

La gestion des déchets, qu'ils soient radioactifs ou conventionnels, est conforme à la réglementation française en matière d'élimination des déchets et de récupération des matériaux.

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 process, soit par les intervenants au niveau des chantiers. Dès la phase de collecte, la gestion physique des déchets radioactifs doit être, à tout niveau, distincte de celle des déchets conventionnels.

Les opérations de tri tiennent compte notamment de la spécificité des traitements, des conditionnements, des transports, des filières d'élimination ou de valorisation des déchets. Le tri des déchets est généralement effectué selon leur état physico-chimique (pré-caractérisation) : il consiste en particulier à isoler les déchets interdits au stockage en surface, à séparer les déchets compactables ou combustibles de ceux qui ne le sont pas, et, plus précisément pour les déchets radioactifs, à les répartir selon leur niveau d'activité et leur composition radiochimique.

Les déchets, une fois triés, sont caractérisés de manière qualitative et quantitative : masse, propriétés et composition physico-chimiques, éventuel contenu radioactif... Cette caractérisation est nécessaire au respect des réglementations existantes et aux spécifications techniques qui en découlent, notamment concernant les procédés de traitement, de conditionnement, d'élimination ou de valorisation.

L'expédition des déchets dans le cadre de filières d'élimination ou de valorisation ne se fait que vers des industriels autorisés à recevoir de tels déchets. Des dispositions particulières sont applicables au transport des déchets radioactifs.

Une traçabilité des étapes de la gestion des déchets depuis leur caractérisation jusqu'à leur lieu d'élimination ou de valorisation doit être assurée.

Les filières de fusion des déchets métalliques et d'incinération des déchets solides combustibles et liquides sont opérationnelles depuis 1999. Elles permettent de traiter les déchets de faible activité (aciers, vêtements, matériels issus de la maintenance ou du démantèlement) avant stockage en surface.

Les déchets solides d'exploitation de faible et moyenne activité (vie courte) sont destinés à être stockés au Centre de l'Aube (CSA) exploité par l'ANDRA. Une grande partie de ces déchets fait l'objet d'un traitement préalable dans l'usine CENTRACO, qui permet une réduction de volume avant stockage au CSA. Par ailleurs l'année 2003 a été marquée par l'ouverture du centre de stockage des déchets de très faible activité (CSTFA) à Morvilliers, site voisin du CSA. L'ouverture de ce site va permettre d'optimiser le stockage de ce type de déchets de très faible activité, qui sont issus à la fois des sites en exploitation et des sites en déconstruction.

¹ 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.

En 2003, le parc nucléaire REP en exploitation a produit 99 m3 de déchets par réacteur (volume moyen des déchets solides conditionnés dans l'année). Cette production est relativement stable sur les trois dernières années.

19.3 Mesures prises pour les réacteurs de recherche

19.3.1 Documents d'exploitation des réacteurs de recherche

Les documents de base de l'installation, imposés par la réglementation, sont au nombre de trois :

- le rapport de sûreté, qui décrit le réacteur, ses composants et leurs caractéristiques ;
- les prescriptions techniques ;
- les règles générales d'exploitation.

Les documents de base sont complétés par un ensemble de procédures et de consignes garantissant que toutes les opérations se font dans le respect des règles applicables. Les procédures et les consignes sont gérées par les services concernés.

L'exploitant doit s'assurer que les prestataires respectent ces règles.

Exceptionnellement des dérogations temporaires peuvent être demandées à l'ASN sur base d'une analyse de sûreté approfondie et d'un dossier de justification.

Les dispositifs expérimentaux conçus et exploités dans les installations répondent de la même manière à des exigences de sûreté très strictes.

En particulier une analyse de sûreté complète, prenant en compte le référentiel de sûreté du réacteur, doit démontrer que les risques éventuels ont été pris en compte et restent dans des limites acceptables.

L'exploitation des dispositifs est liée à une autorisation qui est donnée :

- soit en interne si les conditions d'exploitation respectent les règles de sûreté définies en accord avec l'ASN,
- soit par l'ASN si les conditions d'exploitation s'écartent des cas enveloppes prédéfinis.

Cette autorisation est donnée sur base d'un dossier complet résumant les règles adoptées pour la conception et la construction ainsi que les conclusions de l'analyse de sûreté associée.

Ce dossier inclut aussi les principes adoptés pour l'exploitation, le contrôle et la maintenance du dispositif expérimental.

19.3.2 Contrôles, maintenance et essais

Afin de vérifier le bon fonctionnement des Eléments Importants pour la Sûreté (EIS) de chaque installation et d'assurer leur disponibilité, des Contrôles et Essais Périodiques (CEP) sont réalisés sur ces matériels et systèmes. Leur périodicité est précisément définie et peut être calendaire ou événementielle.

La liste des contrôles et essais périodiques relatifs aux EIS fait l'objet de la section 9 des Règles Générales d'Exploitation (RGE) de l'installation. Cette liste est beaucoup plus importante pour le réacteur Phénix que pour les autres réacteurs, de puissance moindre.

La réalisation satisfaisante de ces essais, conformément à leur périodicité, permet de déclarer que les éléments concernés sont disponibles. Des opérations de maintenance préventive sont également effectuées sur les EIS soumis au vieillissement, à la fatigue... L'entretien systématique a pour but de se prémunir contre les défaillances de ces matériels et de les maintenir dans un état permettant d'assurer leur fonction avec les performances requises. Cette maintenance préventive est réalisée périodiquement de même que les contrôles et essais périodiques, conformément à des modes

opératoires validés et accompagnés d'une analyse de risque lorsque l'intervention est susceptible d'avoir un impact sur la sûreté.

La description de ces règles correspond surtout au réacteur Phénix, leur application aux autres réacteurs, de taille plus petite, se faisant de façon moins détaillée.

19.3.3 Procédures incidentelles et accidentelles

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, accidentelle, voire hypothétique ou ultime. Ceci est particulièrement le cas pour la centrale Phénix.

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 la section 6 des RGE, et celles des situations hypothétiques et ultimes dans sa section 10. Elles ont été approuvées par l'ASN.

La description de ces règles correspond surtout au réacteur Phénix, leur application aux autres réacteurs, de taille plus petite, se faisant de façon moins détaillée.

19.3.4 Traitement des anomalies et des incidents

Les anomalies font l'objet de fiches d'écarts et les incidents significatifs font l'objet de déclarations à l'ASN. Les anomalies et les incidents sont analysés avec le personnel concerné. Le Retour d'expérience (REX) fait partie intégrante du traitement de l'écart et l'analyse est étendue à l'ensemble des matériels et systèmes pouvant aboutir à un tel écart.

Les incidents significatifs déclarés pour les réacteurs de recherche ont été peu nombreux durant ces trois dernières années. On notera :

- la non prise en compte dans le Rapport de Sûreté de matières nucléaires entreposées ;
- le mauvais positionnement lors du remontage des chambres de pilotage après un important chantier dans une installation ;
- la perte de ventilation ponctuelle à différentes reprises lors de situations météorologiques orageuses
- une réaction sodium-eau lors du redémarrage de la centrale Phénix.

Tous les événements sont déclarés à l'ASN. Ils font l'objet d'une analyse détaillée traduite dans un compte-rendu d'incident significatif

De plus, la DPSN, du pôle "Maîtrise des risques" a mis en place un réseau REX avec la collaboration des cellules de sûreté des centres du CEA. L'information associée est relayée vers les installations au cours de réunions auxquelles les chefs des installations participent.

19.3.5 Les déchets des réacteurs de recherche

La production des déchets fait aussi l'objet d'un suivi pour en assurer la réduction.

Trois actions ont été menées pour réduire la production des déchets :

- la sensibilisation du personnel ;
- une campagne d'affichage ;
- une campagne de tri sélectif.

19.4 Analyse par l'ASN de l'exploitation des réacteurs nucléaires

19.4.1 Exploitation des réacteurs électronucléaires

Ainsi qu'il a été mentionné au début du rapport, les réacteurs nucléaires n'ont pas été le siège d'événement notable ces dernières années. Ceci a permis la poursuite d'un examen plus approfondi de leurs conditions de conception et de fonctionnement, lequel peut amener à la découverte ou à la redécouverte de risques jusque-là sous-estimés. C'est ce qui est arrivé par exemple avec la réévaluation du risque sismique ou avec la reprise de l'étude des possibilités de colmatage des puits des bâtiments réacteurs en cas de fuite primaire, qui a débouché sur l'annonce d'un plan de modifications de l'ensemble des réacteurs. La mise au jour de tels risques n'est pas en soi un affaiblissement de la sûreté ; c'est au contraire un moyen de la faire progresser en revenant sur des problèmes considérés à tort comme réglés. Les alinéas suivants évoquent les principaux dossiers en cours en terme d'analyse de la sûreté en exploitation des réacteurs électronucléaires.

19.4.1.1 Les règles de maintenance

19.4.1.1.1 Surveillance en exploitation des circuits primaires et secondaires principaux (CPP et CSP)

En 2003, les chantiers relatifs à la mise en application de l'arrêté du 10 novembre 1999 par EDF ont concerné principalement :

- les dossiers de référence : l'ASN a poursuivi en 2003 l'instruction des dossiers, complétés par EDF sur plusieurs points, et a mené des actions d'inspection sur les sites pour évaluer la mise en place des systèmes documentaires ;
- les interventions de maintenance : l'ASN a pris en mai 2003 deux décisions concernant respectivement l'instruction des dossiers et le classement des interventions de maintenance ;
- la qualification des examens non destructifs : l'ASN mène des inspections pour évaluer le programme de travail d'EDF devant lui permettre de disposer de l'ensemble des applications qualifiées avant l'échéance réglementaire du 29 novembre 2004.

19.4.1.1.2 Les dossiers de référence des CPP et CSP

L'article 4 de l'arrêté du 10 novembre 1999 exige que l'exploitant constitue des dossiers de référence pour les CPP et CSP des réacteurs. Ces dossiers, établis sur la base des dossiers initiaux de conception et de fabrication de ces circuits et de la prise en compte du retour d'expérience de l'exploitation, doivent apporter la justification du maintien dans le temps de l'intégrité de ces circuits. L'exploitant est tenu de mettre à jour ces dossiers en intégrant périodiquement le retour d'expérience d'exploitation.

L'ASN a poursuivi au cours de l'année 2003 l'instruction de ces dossiers, notamment sur les thèmes relatifs aux justifications des conditions d'exploitation, du comportement mécanique des appareils et de la prévention du risque de rupture brutale. Les conclusions de cette instruction permettront de surcroît d'enrichir les données nécessaires à l'examen des programmes de suivi en service.

La mise en œuvre des exigences de la réglementation s'est traduite également au niveau de chaque site par la mise en place d'un système documentaire permettant de connaître aisément les constatations susceptibles d'intéresser le maintien de l'intégrité des appareils (dossiers de fabrication, incidents, conditions d'exploitation, interventions sur les appareils...). L'ASN a constaté, lors des inspections effectuées en 2003, que la mise en place de systèmes documentaires est engagée sur les sites, mais de façon encore incomplète, notamment pour le suivi des zones des circuits secondaires principaux soumises à des sollicitations cycliques importantes.

19.4.1.1.3 La révision des programmes de maintenance des CPP et CSP

Signée le 13 mai 2003, la décision ministérielle DGSNR/SD5 n° 030191, prise en application de l'article 10 de l'arrêté du 10 novembre 1999, définit les modalités d'instruction des dossiers relatifs aux interventions sur le circuit primaire ou les circuits secondaires principaux des réacteurs à eau sous pression.

Parmi les interventions de maintenance sur les CPP et CSP, toutes n'ont pas la même complexité ni la même importance. La décision distingue ainsi des interventions non notables, notables ou notables importantes. L'instruction des dossiers peut être menée soit localement par la DSNR territorialement compétente, soit de manière centralisée par le BCCN. Dans ce dernier cas, EDF doit désigner un interlocuteur central qui est responsable de la conception de l'intervention. Du classement dépendent également les conditions de requalification de l'intervention, qui permettent de garantir sa qualité et l'aptitude du réacteur à fonctionner par la suite.

La décision DGSNR/SD5 n° 030191 ne traite pas des principes de classement technique des interventions. C'est à l'exploitant qu'il appartient de définir un classement pour chacune des interventions et d'informer l'ASN des principes retenus pour ce faire. Toutefois, des critères minimaux sont prescrits dans la décision DGSNR/SD5 n° 030192 prise par l'ASN le 15 mai 2003. L'exploitant est tenu d'appliquer ces critères tant qu'il n'aura pas, dans le code RSE-M, émis des exigences jugées par l'ASN conformes à l'arrêté du 10 novembre 1999 et à sa circulaire d'application.

Ces critères lient le classement technique d'une intervention non seulement au risque qu'elle présente vis-à-vis de la garantie de l'intégrité de l'appareil, mais aussi aux contrôles qui sont réalisés après l'intervention pour requalifier l'appareil. Par exemple, une soudure manuelle sur une tuyauterie requalifiée par deux contrôles volumiques distincts peut être classée notable, alors qu'avec un seul contrôle volumique elle doit être considérée comme notable importante.

Les règles de classement technique sont en cours de codification dans le code RSE-M. Elles ont fait l'objet d'une fiche d'amendement au code qui est instruite par l'ASN pour vérifier sa conformité aux principes de la décision DGSNR/SD5 n°030192.

19.4.1.1.4 Les interventions de maintenance sur les CPP et CSP

L'arrêté du 10 novembre 1999 spécifie dans son article 8 que « les procédés d'examen non destructif employés en exploitation sur les appareils font l'objet, préalablement à leur utilisation, d'une qualification prononcée par une entité, choisie par l'exploitant », dont la compétence et l'indépendance doivent être démontrées.

Cette démarche de qualification, issue de réflexions engagées sur le plan international, vise à démontrer que la méthode d'examen utilisée est bien apte à détecter les dégradations qu'elle est censée rechercher. Une description du processus de qualification a par ailleurs été codifiée dans le code RSE-M : il s'agit, selon les cas, soit de démontrer que la technique de contrôle utilisée permet de détecter une dégradation décrite dans un cahier des charges, soit d'explicitier les performances de la méthode.

L'arrêté du 10 novembre 1999 confie la tâche de prononcer cette qualification à une commission de qualification, distincte de l'ASN, et qui doit être reconnue compétente et indépendante tant des opérationnels exploitant les réacteurs que des personnes directement impliquées dans le développement des procédés. Cette commission a obtenu son accréditation de la part du COFRAC. Elle évalue la représentativité des maquettes utilisées et des défauts qui y sont introduits puis atteste que la méthode d'examen atteint effectivement les performances requises pour satisfaire au cahier des charges sur la base des résultats de la qualification.

La mise en œuvre de ces nouvelles dispositions requiert une période transitoire. L'arrêté prévoit ainsi que l'utilisation de procédés d'examen non destructifs dont la qualification n'est pas encore prononcée est admise jusqu'au 29 novembre 2004.

A la demande de l'ASN, l'exploitant a proposé en 2002 un programme qui devait lui permettre de disposer de l'ensemble des applications qualifiées au terme de la période transitoire. Les inspections menées par l'ASN en 2003 pour évaluer le déroulement de ce programme ont mis en évidence des insuffisances dans la connaissance et la maîtrise des échéances par les entités concernées, ce qui a conduit l'ASN à demander à l'exploitant de mettre en place une organisation plus rigoureuse afin de respecter l'échéance réglementaire. Après analyse de la situation, l'exploitant a fait part fin 2003 de son intention de demander une dérogation à l'arrêté du 10 novembre 1999 pour une partie des contrôles utilisés dans le cadre du suivi en service.

19.4.1.1.5 L'optimisation de la maintenance par la fiabilité

En 2003, l'Autorité de sûreté nucléaire a examiné la nouvelle méthode de maintenance des matériels actifs, essentiellement électromécaniques (pompes, robinets...), mise en place par EDF au milieu des années 1990. Cette méthode, issue de pratiques américaines connues à l'origine sous le nom de "Reliability Centered Maintenance", a été adaptée par EDF sous le nom d'"optimisation de la maintenance par la fiabilité" (OMF). Elle a pour but d'améliorer l'efficacité, la rationalité et la traçabilité des programmes de base de maintenance préventive en fonction d'enjeux de sûreté, de disponibilité et de coûts.

La méthode OMF procède d'une démarche fonctionnelle qui détermine la maintenance à réaliser en fonction des conséquences des défaillances des matériels, et non plus seulement en fonction de leurs causes, comme dans l'approche classique.

L'ASN considère que la mise en œuvre de cette méthode ne comporte pas d'inconvénient majeur pour la sûreté. L'ASN a cependant demandé à EDF de lui transmettre un bilan quantitatif et détaillé de son application et d'apporter des précisions, portant en particulier sur les conditions de prise en compte des défaillances de mode commun. EDF a entamé une évolution de cette méthode, appelée "OMF 2ème génération", peu à peu appliquée par les CNPE. L'ASN s'apprête à examiner cette nouvelle méthode et ses conditions de mise en œuvre.

19.4.1.2 Les règles générales d'exploitation

19.4.1.2.1 Les spécifications techniques d'exploitation (STE)

En 2002 et 2003, l'ASN a examiné et approuvé plusieurs évolutions des STE applicables à l'ensemble des paliers. Il s'est agi de tenir compte notamment des évolutions des STE issues du retour d'expérience d'exploitation des réacteurs et des évolutions de gestion du combustible. L'examen de ces évolutions l'a conduite à formuler certaines demandes préalables à la mise en application de ces amendements des STE sur les sites.

19.4.1.2.2 Les dérogations aux STE

Lorsqu'un exploitant estime ne pas pouvoir ou souhaite, pour des raisons de sûreté, ne pas respecter strictement les STE lors d'une phase d'exploitation ou d'une intervention, il doit formuler au cas par cas une demande de dérogation auprès de l'Autorité de sûreté nucléaire. Celle-ci analyse cette demande et décide de son acceptabilité en imposant le cas échéant des mesures compensatoires au non-respect des STE.

Cependant, la DGSNR est attachée à la primauté des STE et demeure vigilante quant à la limitation du nombre de dérogations. Aussi, l'Autorité de sûreté nucléaire a engagé depuis 1993 une action continue visant à obtenir de la part d'EDF :

Partie D - Article 19 : Exploitation

- un réexamen de la motivation des demandes de dérogation afin d'identifier celles qui justifieraient une adaptation des STE ;
- une anticipation par les services centraux des besoins des sites, notamment ceux liés à la réalisation de modifications nationales et d'essais périodiques.

Cette action a conduit à une limitation du nombre de dérogations : 75 dérogations instruites en 2003, à comparer aux 128 dérogations instruites en 2000.

19.4.1.2.3 Les essais périodiques

L'ASN a poursuivi l'instruction des évolutions des programmes d'essais périodiques des RGE. Cela s'est principalement traduit, sur les paliers CPY et N4, par une mise en cohérence des essais périodiques avec les autres chapitres des RGE.

Par ailleurs, à la suite d'une inspection des services centraux d'EDF sur le thème de la métrologie, l'ASN a rappelé qu'il était nécessaire de considérer les incertitudes de mesure dans l'élaboration des règles d'essais périodiques et a demandé à EDF de proposer des échéances pour réviser les règles d'essais en tenant compte de ce problème.

19.4.1.3 Conduite incidentelle et accidentelle

19.4.1.3.1 Mise en application de l'approche par états (APE)

Jusqu'en 1989, les procédures utilisées pour la conduite en situation incidentelle et accidentelle étaient fondées sur une approche de type événementiel. Cette approche ne permettait pas de gérer les situations complexes où se trouvent cumulées, en plus de l'événement initiateur, des défaillances humaines ou matérielles. EDF a de ce fait décidé d'abandonner progressivement l'approche événementielle pour passer à une approche nouvelle, dite approche par états (APE). Cette dernière consiste à adapter la conduite de l'installation à l'état réel de la chaudière. La conduite APE a ensuite pour objectif de restaurer la ou les fonctions d'état dégradées selon une grille de conduite qui définit les priorités.

La mise en application des procédures APE sur le parc nucléaire français était presque terminée à fin 2003. L'ASN a autorisé en 1989 le passage à la conduite APE des réacteurs du palier 1300 MWe/P'4. Elle a étendu cette autorisation à partir de 1996 d'une part aux réacteurs du palier 1300 MWe/P4, d'autre part aux réacteurs du palier N4 à l'occasion de leur premier démarrage. En 2001, l'ASN a approuvé une nouvelle évolution des procédures de conduite APE pour le palier 1300 MWe qui couvre l'ensemble des conditions d'exploitation des réacteurs. En 1998, l'ASN a autorisé le passage à la conduite APE des réacteurs du palier 900 Mwe/CPY. La première mise en application de ces procédures sur ce palier, sur les réacteurs 1 et 2 du Tricastin, a été soumise à autorisation, en raison des enjeux particuliers associés à sa première mise en œuvre. Au cours de l'année 2000, seuls les réacteurs 3 et 4 du Tricastin ont été autorisés à passer à la conduite APE. En 2003, la conduite APE a été étendue à l'ensemble du palier 900 MWe/CPY hormis les réacteurs 1 et 2 du site de Saint-Laurent, qui passeront à l'approche par états au cours de l'année 2004. En ce qui concerne le palier 900 Mwe/CP0, l'ASN a autorisé en 1999 et en 2000 le passage à la conduite APE respectivement des réacteurs de Fessenheim et du Bugey.

19.4.1.3.2 La conduite des réacteurs en cas d'accident grave

Les accidents graves, non pris en compte à la conception initiale des REP, font néanmoins l'objet de dispositions spécifiques permettant d'en limiter les conséquences pour l'environnement et le public. Ces dispositions sont de nature technique (dispositif de décompression – filtration de l'enceinte, recombineurs autocatalytiques passifs d'hydrogène, ...), documentaire (guide d'intervention en accident grave, procédures « ultimes ») et organisationnelle (la gestion des accidents graves est explicitement prévue dans le plan d'urgence interne et dans le plan particulier d'intervention).

Leur évaluation n'est associée à aucune échéance réglementaire de type réexamen de sûreté. Elle ne s'appuie en outre sur aucun référentiel d'exigences de sûreté clairement défini. Compte tenu de l'évolution des connaissances, l'ASN considère qu'un tel référentiel doit maintenant être établi pour les réacteurs en exploitation. Il devra définir la démarche et les objectifs poursuivis en matière de prévention et de mitigation des risques associés aux accidents graves, les études nécessaires à la démonstration du respect des objectifs, ainsi que les dispositions pratiques retenues et leur base de dimensionnement. EDF a transmis à l'ASN, en 2002, un projet de référentiel « accidents graves ». Ce projet de référentiel a été soumis au Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires pour un examen en 2004.

19.4.1.4 Analyse des incidents et retour d'expérience

Les anomalies ou incidents significatifs font l'objet d'une analyse approfondie pour déterminer avec précision leurs causes et leurs conséquences directes ou potentielles pour la sûreté et pour en tirer les enseignements utiles pour l'activité concernée par la qualité affectée et, le cas échéant, pour d'autres activités concernées par la qualité. Un dossier est constitué et tenu à jour pour chaque anomalie ou incident significatif, qui contient notamment les éléments de cette analyse. L'exploitant informe périodiquement l'ASN de l'état du dossier précité.

Sur la période 2001-2003, le nombre d'incidents significatifs déclarés par EDF au titre de la sûreté se situe aux environs de 500 par an, dont une centaine par an classés au niveau 1 sur l'échelle INES et environ un par an classé au niveau 2 sur cette même échelle ; aucun incident n'étant classé à un niveau supérieur à 2. A ce nombre il faut ajouter les incidents au titre de la radioprotection qui sont également déclarés depuis 2002 et dont le nombre a atteint 150 en 2003.

Les incidents significatifs pour la sûreté font l'objet d'un suivi par l'ASN du programme proposé puis mis en place par EDF pour y remédier.

Quatre incidents survenus sur des réacteurs électronucléaires durant ces trois dernières années ont été classés au niveau 2 de l'échelle INES par l'ASN :

- en avril 2001 : erreur dans la séquence de rechargement ayant entraîné un mauvais positionnement de 113 assemblages dans le cœur du réacteur à Dampierre 4 (classé niveau 2 en octobre) ;
- en janvier 2002 : erreur lors d'une opération de maintenance sur un tableau électrique de Flamanville 2 ayant eu pour conséquence la perte d'une des deux voies redondantes de l'alimentation électrique et du système de contrôle-commande et l'endommagement de plusieurs pompes importantes pour la sûreté ;
- en décembre 2003, anomalie générique : anomalie affectant les filtres des puisards pouvant conduire à leur colmatage en cas d'accident APRP ;
- en avril 2004, anomalie générique : anomalie susceptible d'affecter certains coffrets électriques de raccordement nécessaires au fonctionnement de certains matériels en situation accidentelle en cas de présence d'eau ou de vapeur dans le bâtiment réacteur.

19.4.1.5 Gestion des déchets

L'ASN a pris, le 10 novembre 2000, une décision visant à améliorer les conditions d'entreposage des déchets très faiblement actifs (TFA) des centrales nucléaires. Certaines difficultés portant sur les filières d'élimination avaient en effet conduit à l'accumulation de certains de ces déchets sur les sites. Cette décision imposait notamment, dans un délai de deux ans, l'entreposage sur les sites des déchets TFA à haut pouvoir calorifique au moyen d'installations améliorées à caractère pérenne. Dans l'attente de la mise en exploitation de ces installations, elle fixait également des prescriptions d'exploitation provisoires des entreposages. La situation est aujourd'hui devenue satisfaisante.

L'ASN a demandé aux Groupes permanents d'experts pour les réacteurs nucléaires et pour les déchets de procéder à une évaluation de la gestion par EDF des déchets produits par ses installations nucléaires. Cette évaluation a porté notamment sur les mesures destinées à améliorer cette gestion, de la production à l'élimination définitive des déchets. Ses conclusions ont été reprises sous forme de demandes de l'ASN fin 2002. En particulier, la situation de certains entreposages sur les sites nécessite des analyses de sûreté complémentaires, ce qui fait l'objet d'études en cours chez EDF.

Les études déchets tiennent une part importante dans l'évaluation demandée aux Groupes permanents. Ces études ont été imposées au titre de l'arrêté interministériel du 31 décembre 1999, relatif aux prescriptions générales concernant l'environnement, et ont été fournies, pour l'ensemble des centrales d'EDF, avant la date limite du 15 février 2001. A la lumière de l'examen préliminaire de ces études déchets, la DGSNR a précisé à l'ensemble des exploitants nucléaires les points de doctrine qui doivent être pris en compte.

19.4.2 Exploitation des réacteurs de recherche

Une particularité de nombreux réacteurs expérimentaux est la modification fréquente de la configuration du cœur du réacteur, ainsi que l'introduction, parfois très temporaire, de dispositifs expérimentaux d'irradiation dans le cœur du réacteur.

L'ASN porte une attention particulière à ces opérations, du fait des risques qui y sont liés, notamment en matière de maîtrise de la réactivité (réaction en chaîne) et d'agression des éléments combustibles.

Un travail important a été réalisé en 2003 en ce qui concerne les dispositifs expérimentaux. Une note encadrant les conditions de conception, de réalisation et d'autorisation de ces dispositifs a été diffusée par l'ASN au tout début de 2004. Cette note prescrit la réalisation de réexamens de sûreté de tous les dispositifs expérimentaux tous les dix ans, ce qui est une nouveauté très positive en matière de sûreté.

En ce qui concerne la gestion de la configuration des cœurs de réacteurs de recherche, une campagne d'inspections a eu lieu au CEA en 2001 et des travaux visant à mieux encadrer les opérations de modification de configuration seront entrepris en 2004.

19.5 Revue de la sûreté en exploitation par les organismes internationaux

La collaboration internationale de la France en matière de sûreté nucléaire est décrite au chapitre 20. Dans ce cadre, il convient de mentionner dans le présent chapitre les évaluations de sûreté réalisées à la demande de la France par des experts de pays étrangers agissant pour le compte de deux organismes internationaux déjà cités : l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et l'Association mondiale des exploitants nucléaires (WANO).

19.5.1 Les évaluations de l'AIEA

Depuis de nombreuses années la France demande à l'Agence internationale pour l'énergie atomique d'effectuer des missions OSART d'évaluation de la sûreté en exploitation, mais aussi ASSET d'évaluation des enseignements tirés des incidents importants, sur les réacteurs électronucléaires français.

Enfin une mission PROSPER d'évaluation du système global d'analyse du retour d'expérience a été réalisée auprès des services centraux d'EDF fin 2003.

Des experts français participent également à de telles missions à l'étranger, ainsi qu'il est indiqué au chapitre 20.

Le tableau ci-après liste les missions effectuées et prévues par l'AIEA à fin juillet 2004.

Date	Mission	Centrale
Octobre 1985	OSART	Tricastin
Octobre-novembre 1988	OSART	Saint-Alban
Janvier 1992	OSART	Blayais (limitée à 3 thèmes)
Mars 1992	OSART	Fessenheim
Mai 1992	ASSET	Fessenheim
Mars-avril 1993	OSART	Gravelines 3 et 4
Novembre 1993	ASSET	Paluel
Mars 1994	OSART	Cattenom
Novembre 1994	Post-OSART	Gravelines 3 et 4
Janvier-février 1995	OSART	Flamanville
Juin 1995	Post-OSART	Cattenom
Juin 1996	Post-OSART	Flamanville
Novembre 1996	OSART	Dampierre
Janvier 1998	OSART	Paluel
Juin 1998	Post-OSART	Dampierre
Octobre-novembre 1998	OSART	Golfech
Février 1999	OSART	Bugey
Juin 1999	Post-OSART	Paluel
Mars 2000	Post-OSART	Golfech
Juin 2000	Post-OSART	Bugey
Octobre 2000	OSART	Belleville
Janvier 2002	OSART	Tricastin
Mai 2002	Post-OSART	Belleville
Janvier-février 2003	OSART	Nogent
Mai 2003	OSART	Civaux
Novembre 2003	Post-OSART	Tricastin
Novembre-décembre 2003	PROSPER	EDF Services Centraux
Novembre 2004	Post OSART	Nogent
Novembre-décembre 2004	OSART	Penly
Hiver 2004-2005	Post OSART	Civaux
Printemps 2005	OSART	Blayais

Les rapports de toutes ces missions sont publics.

19.5.2 Les évaluations de WANO

De même, pour multiplier les regards extérieurs portés sur ses installations et leur exploitation, Électricité de France reçoit des missions d'observation de la World Association of Nuclear Operators ("Peer Reviews" de WANO) et contribue à de telles évaluations à l'étranger.

Le tableau ci-après indique les missions WANO déjà effectuées ou prévues en France.

Date	Centrale
1994	Nogent-sur-Seine
1996	Chinon
1996	Blayais
1997	Penly
1998	Saint Laurent
1999	Saint Alban
2000	Cruas
2001	Flamanville
2002	Chooz

Partie D - Article 19 : Exploitation

Date	Centrale
2003	Fessenheim; Services centraux
2004	Cattenom; Dampierre
2005	Golfech; Paluel

La France tire profit de ces évaluations externes et compte poursuivre cette politique de sollicitation régulière des experts internationaux.

20 Activités prévues pour améliorer la sûreté

20.1 Mesures nationales

La France s'attache à rechercher de façon continue les possibilités d'amélioration de la sûreté des installations nucléaires.

20.1.1 Objectifs de l'Autorité de sûreté nucléaire

Dans cette optique générale, les objectifs prioritaires de l'ASN portent sur les points suivants :

- améliorer la prise en compte du facteur humain et des problèmes d'organisation chez les exploitants, ces problèmes étant à la source de nombreux incidents ;
- faire progresser le contrôle en matière de radioprotection afin d'atteindre le même niveau que celui de la sûreté nucléaire ;
- assurer une meilleure prise en compte de problèmes de l'environnement, en particulier à l'occasion du renouvellement des autorisations de rejets ;
- anticiper sur les problèmes de vieillissement, en particulier en faisant préparer les visites décennales de manière exhaustive afin d'être en mesure, le moment venu, de se prononcer sur la poursuite de l'exploitation des réacteurs au-delà de ces échéances ; cela concerne, en particulier, les troisièmes visites décennales des réacteurs électronucléaires ;
- formaliser plus systématiquement par des textes réglementaires des exigences et des pratiques qui n'en font pas encore l'objet, de façon à maintenir une position claire de l'Autorité de sûreté nucléaire, dans un contexte futur de contraintes économiques accrues et plus incertaines sur les exploitants.

20.1.2 Objectifs des exploitants

20.1.2.1 Objectifs d'EDF

EDF vise à améliorer les performances économiques de l'outil industriel tout en améliorant conjointement la sûreté, la radioprotection, et la protection de l'environnement. Dans cette optique les objectifs prioritaires de l'exploitant portent sur les points suivants :

- conforter l'exploitation future des tranches, en tirant tous les enseignements issus du retour d'expérience (y compris international). En particulier, mener à bien les projets associés à ce retour d'expérience concernant notamment l'inondation externe et la canicule,
- assurer et prolonger la durée de vie des tranches dans des conditions optimales. En particulier réussir la préparation et la réalisation des visites décennales et maîtriser le vieillissement,
- assurer la conformité des tranches au référentiel des exigences de sûreté par un traitement rigoureux et adapté des écarts de conformité,
- stabiliser les référentiels d'exigence en limitant les évolutions à celles qui présentent les aspects les plus favorables en termes de ratio coût/bénéfice sûreté,
- réduire le coût du combustible et augmenter la disponibilité potentielle des tranches en améliorant l'efficacité des gestions combustibles et en améliorant le produit combustible lui-même.

20.1.2.2 Objectifs du CEA

Pour garantir un niveau de sûreté maximum dans l'exploitation de ses installations, le CEA travaille de façon continue, non seulement dans le domaine de la sûreté mais aussi dans les domaines de la radioprotection, de l'environnement et de la qualité.

Conclusion - Activités prévues pour améliorer la sûreté

Les objectifs prioritaires du CEA portent sur les actions suivantes:

- assurer les formations nécessaires au maintien de la culture de sûreté,
- obtenir la certification ISO 9000 - V2000 afin de pérenniser les bonnes méthodes et de garantir un fond documentaire maintenu à jour,
- analyser et tenir compte du retour d'expérience en exploitation,
- maîtriser le vieillissement des installations et garantir le remplacement des composants en fin de vie,
- développer l'application de la méthode ALARA afin de réduire les doses des personnels.

20.1.2.3 Objectifs du RHF de l'ILL

La sûreté intrinsèque et en exploitation du RHF fait l'objet d'un processus d'amélioration continu. On peut noter l'accent actuellement mis sur la tenue au séisme. De même, dans le cadre de l'élaboration du nouvel arrêté d'autorisation de rejet, l'ensemble des processus d'exploitation est réexaminé dans l'optique d'optimiser les effluents aussi bien liquides que gazeux. Cette analyse conduit, par exemple, à un engagement de mise en place d'une capacité tampon permettant de différer un certain nombre de rejets gazeux du réacteur, l'objectif de ces études et améliorations étant d'aboutir à un impact, sur l'environnement et les populations proches, de l'ordre du centième de la limite pour le public, valeur considérée classiquement comme "résiduelle".

20.2 Mesures de coopération internationale

20.2.1 Activités internationales de l'ASN

20.2.1.1 Politique générale

A l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) sont assignées dans le domaine international des missions qui, comme ses autres activités, se sont développées au cours des années et dont les objectifs sont les suivants :

- Développer les échanges d'information avec ses homologues étrangers sur les systèmes et pratiques réglementaires, sur les problèmes rencontrés dans le domaine de la sûreté nucléaire et sur les mesures prises, dans le but d'enrichir sa démarche, d'améliorer sa connaissance du fonctionnement réel de ces Autorités de sûreté nucléaire et d'en tirer les leçons pour son propre fonctionnement, et de nourrir les discussions techniques avec les exploitants français, par une connaissance pratique de la réalité à l'étranger ;
- Faire connaître et expliquer, dans le domaine de la sûreté nucléaire, l'approche et les pratiques françaises ainsi que fournir des informations sur les mesures prises pour résoudre les problèmes rencontrés ;
- Fournir aux pays concernés toutes les informations utiles sur les installations nucléaires françaises situées à proximité de leurs frontières.

Ces objectifs sont poursuivis dans des cadres bilatéraux, mais également au travers de la participation de l'ASN aux travaux coordonnés par des organismes internationaux comme l'AIEA et l'OCDE et par l'Union européenne, ainsi qu'à ceux d'associations de responsables d'Autorités de sûreté nucléaire.

C'est aussi dans le cadre de cette politique que la France a ratifié plusieurs Conventions internationales ayant trait à la sûreté nucléaire, dont en particulier la présente Convention.

20.2.1.2 Les relations multilatérales

L'ASN participe activement aux activités de l'AIEA dans le domaine de la sûreté nucléaire qui ont pour but de faire connaître et de promouvoir des pratiques permettant d'atteindre et de maintenir un haut niveau de sûreté des installations nucléaires dans tous les pays membres. C'est ainsi qu'elle participe aux travaux de la Commission sur les normes de sûreté (CSS) et de ses quatre comités spécialisés sur la sûreté des installations nucléaires (NUSSC), la radioprotection (RASSC), la sûreté de la gestion des déchets (WASSC) et la sûreté des transports (TRANSSC), lesquels élaborent des textes décrivant les principes et pratiques de sûreté pouvant être utilisés par les Etats membres comme base de leur réglementation nationale. L'ASN fait également appel aux "services" de l'AIEA destinés à donner des avis sur des aspects particuliers intéressant la sûreté des installations : depuis 1991 une mission OSART est réalisée chaque année en France, ainsi qu'une mission de suivi depuis 1994. L'ASN utilise depuis 1994 l'échelle internationale des événements nucléaires INES, destinée à favoriser la cohérence de l'information du public au niveau international. Enfin l'ASN participe à un certain nombre des programmes mis en place par l'AIEA pour l'assistance aux pays membres qui en font la demande.

L'ASN participe aux travaux des Comités spécialisés de l'AEN de l'OCDE. En premier lieu elle participe aux travaux du Comité sur les activités nucléaires réglementaires (CANR), créé en 1989, qui assure une concertation régulière entre Autorités de sûreté des pays membres.

L'ASN participe régulièrement aux activités des groupes de travail sur la sûreté des réacteurs mis en place par la Commission européenne dans le cadre d'une résolution du Conseil en date du 22 juillet 1975. Cette résolution reconnaît l'intérêt présenté par une approche communautaire, au sein des pays de l'Union européenne (UE), des problèmes technologiques relatifs à la sécurité nucléaire, dans le respect des prérogatives et responsabilités assumées par les autorités nationales.

L'ASN participe également aux travaux d'associations des responsables d'Autorités de sûreté :

- L'INRA (International Nuclear Regulators' Association) regroupe ainsi depuis 1997 les responsables d'Autorités de sûreté de l'Allemagne, du Canada, de l'Espagne, des Etats-Unis, de la France, du Japon, du Royaume-Uni et de la Suède ;
- L'association WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association) regroupait depuis 1999 les responsables d'Autorités de sûreté des pays de l'Europe de l'Ouest ayant des installations nucléaires (9 pays de l'UE et la Suisse). Depuis début 2004 WENRA comprend également les responsables des Autorités de sûreté des nouveaux membres et des 2 candidats ayant des installations nucléaires (7 autres pays). Il poursuit un double objectif : développer une approche commune en matière de sûreté nucléaire et de sa réglementation, en particulier au sein de l'UE, et procurer à l'UE une capacité indépendante pour examiner les problèmes de sûreté nucléaire et de sa réglementation dans les pays candidats.

Enfin l'association FRAREG (FRAmatome REGulators), formellement créée en mai 2000, regroupe les responsables des Autorités de sûreté nucléaire d'Afrique du Sud, de Belgique, de Chine (République populaire), de Corée du Sud et de France. Ses objectifs sont notamment d'échanger l'expérience tirée du contrôle de l'exploitation des réacteurs issus d'un même concepteur et de confronter les approches mises en œuvre pour le traitement des problèmes génériques et pour l'évaluation de la sûreté de ces installations.

20.2.1.3 Les relations bilatérales

Des relations étroites, gérées par des comités de liaison qui se réunissent au moins annuellement, sont établies entre l'ASN et une quinzaine d'Autorités de sûreté étrangères. Elles constituent une part essentielle des coopérations internationales menées par l'ASN.

Conclusion - Activités prévues pour améliorer la sûreté

Un des moyens retenus pour atteindre cet objectif est le développement d'échanges de personnel entre l'ASN et des Autorités de sûreté nucléaire étrangères. Plusieurs modalités ont été retenues pour ces échanges :

- des actions de très courte durée (1 à 2 jours) permettant de proposer aux homologues de l'ASN des inspections croisées : elles consistent à inviter des inspecteurs étrangers à participer à des inspections réalisées par des inspecteurs du pays concerné. Depuis 1997 8 à 10 inspections croisées sont réalisées chaque année soit en France, soit dans les pays voisins (Allemagne, Belgique, Espagne, Royaume-Uni, Suisse) ;
- des échanges de courte durée (quelques semaines) afin d'étudier un thème technique précis. Depuis 1997 L'ASN a envoyé quatre ingénieurs à l'étrangers et a reçu cinq ingénieurs étrangers pour de tels séjours ;
- des échanges de longue durée (de l'ordre de 3 ans) afin d'étudier en détail le fonctionnement d'Autorités de sûreté nucléaire étrangères ; depuis 1997 six ingénieurs de l'ASN ont été détachés pour trois ans auprès d'Autorité de sûreté étrangères (États-Unis d'Amérique, Canada, Grande-Bretagne et Espagne). Depuis 2000 deux inspecteurs de l'Autorité espagnole et deux inspecteurs de l'Autorité britannique ont rejoint l'ASN, chacun pour une durée de 9 à 18 mois.

20.2.1.4 Les programmes d'assistance et leur coordination

Le sommet du G 7 (regroupant les sept pays les plus industrialisés du monde) à Munich en juillet 1992 avait défini les axes prioritaires de l'assistance aux pays de l'Est dans le domaine nucléaire :

- contribuer à améliorer la sûreté en exploitation des réacteurs existants ;
- soutenir financièrement les actions d'amélioration qui peuvent être apportées à court terme aux réacteurs les moins sûrs, en échange d'engagements précis de fermeture ;
- améliorer l'organisation du contrôle de la sûreté, en distinguant les responsabilités des différents intervenants et en renforçant le rôle et les compétences des Autorités de sûreté locales.

Les deux premiers thèmes relèvent des compétences des organismes d'expertise de sûreté, des exploitants de centrales nucléaires et des industriels.

Dans le domaine de l'assistance aux Autorités de sûreté, qui fait partie du troisième thème, l'ASN participe aux programmes financés par l'Union européenne au sein des budgets des programmes PHARE et TACIS d'assistance aux pays de l'Est : ce sont les programmes du "Regulatory Assistance Management Group" (RAMG).

D'une manière générale, ces programmes consistent, dans une première phase, en un transfert de méthodologie et de pratiques, afin de permettre aux pays receveurs de mieux déterminer, ou préciser, leur système réglementaire.

Une deuxième étape des programmes d'assistance consiste à conseiller ces pays dans la mise en place du système réglementaire qu'ils auront décidé d'adopter, par exemple en effectuant une revue critique de leurs projets de textes réglementaires.

20.2.2 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 installations nucléaires, de la sûreté des transports de matières radioactives, de la protection de l'homme et de l'environnement, de la sécurité et du contrôle des matières nucléaires sensibles ainsi que de l'organisation et de l'entraînement à la gestion de crise.

Les activités internationales de l'IRSN visent trois objectifs principaux :

Conclusion - Activités prévues pour améliorer la sûreté

- 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'Energie Nucléaire (AEN) de l'OCDE, 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.

La présentation des activités internationales de l'IRSN faite dans ce rapport concerne principalement la sûreté des réacteurs électronucléaires.

20.2.2.1 L'approfondissement des connaissances scientifiques et techniques

L'approfondissement des connaissances repose sur la réalisation de programmes de recherche et sur le partage d'expérience.

Concernant la recherche, l'IRSN met en œuvre, avec la participation de partenaires étrangers et, pour certains d'entre eux, de la Commission européenne, plusieurs programmes de recherche portant sur les accidents graves des réacteurs à eau sous pression (programme PHEBUS-PF), sur les accidents de dimensionnement ou hors dimensionnement des réacteurs à neutrons rapides (programme CABRI-RAFT achevé en 2001) et sur les accidents de réactivité des réacteurs à eau sous pression (programme CABRI-REP).

En outre, l'Institut participe à de nombreuses recherches menées à l'étranger notamment sur l'étude du corium en cuve ou hors cuve (programmes MASCA et MCCI de l'AEN), sur l'étude des modes de rupture de la cuve d'un réacteur à eau pressurisée (programme OLHF de l'AEN) ou dans le cadre de projets du programme européen de recherche et développement (5ème PCRD et 6ème PCRD) consacrés à la question des accidents graves. A noter, à cet égard, la coordination du réseau d'excellence SARNET par l'IRSN, dans le cadre du 6ème PCRD, dont l'un des objectifs est de faire du code intégré ASTEC la référence européenne des codes « accidents graves ».

Enfin, en association avec des partenaires européens, d'Europe de l'Est et du Japon, l'IRSN travaille, sur la base de ces recherches, à la qualification et à l'amélioration des codes de calcul utilisés pour les études de sûreté des réacteurs à eau sous pression principalement en matière de modélisation des accidents graves, de détermination des rejets possibles en cas d'accident avec fusion du cœur et de comportement de l'hydrogène dans l'enceinte du réacteur en cas d'accident grave.

20.2.2.2 Intensification de consensus internationaux

L'Institut participe activement aux travaux des comités spécialisés de l'AEN, et notamment à ceux du Comité sur la Sûreté des Installations Nucléaires (CSIN) consacrés à l'expérience d'exploitation, à la comparaison de codes de calcul et à l'approfondissement de sujets essentiels à la sûreté.

De même, l'IRSN participe aux travaux de l'AIEA pour l'élaboration de recommandations, de guides et de normes, notamment en appui à l'ASN dans le cadre des comités spécialisés de la Commission sur les normes de sûreté (CSS).

Conclusion - Activités prévues pour améliorer la sûreté

Enfin, l'Institut développe un grand nombre de collaborations bilatérales destinées à partager les expériences et à progresser vers une harmonisation des pratiques techniques de sûreté. Parmi les principaux sujets actuellement traités dans ce cadre, figurent les études probabilistes de sûreté, le réexamen de sûreté des installations et l'évaluation de sûreté des systèmes de protection numérique. A cet égard, le travail d'expertise accompli par l'IRSN et la GRS pour l'évaluation des options de sûreté du projet de réacteur EPR (European Pressurised water Reactor) constitue un exemple d'harmonisation fondée sur l'examen d'un projet industriel franco-allemand. Enfin, signalons que la GRS, l'IRSN et AVN ont engagé une analyse comparée des méthodes d'évaluation de sûreté qu'ils appliquent et des principaux aspects à prendre en considération dans l'analyse des problèmes de sûreté rencontrés, afin de faciliter le partage d'expérience, la réalisation de travaux communs ou complémentaires et la comparaison des résultats obtenus.

20.2.2.3 Coopération internationale

L'IRSN participe aux concertations organisées par les instances françaises, la Commission européenne et la BERD sur les programmes de coopération à mettre en œuvre pour contribuer à l'amélioration de la sûreté de centrales nucléaires étrangères.

L'Institut contribue également à la mise en œuvre de projets de coopération menés avec des organismes de sûreté étrangers destinés à transférer des méthodes et pratiques réglementaires, à adapter et à transférer des outils d'analyse ainsi qu'à réaliser des travaux d'évaluation de sûreté.

Au cours des dernières années, ces activités de coopération ont principalement été développées avec des partenaires chinois et d'Europe de l'Est.

20.2.3 Activités internationales d'EDF sur la sûreté des réacteurs

Les activités internationales d'EDF se développent selon quatre axes principaux :

- les activités d'échange d'expérience, incluant les jumelages, qui permettent, grâce aux informations et aux connaissances acquises, d'améliorer la sûreté et la compétitivité de l'exploitation du parc français ;
- la présence d'experts de compétence reconnue dans les institutions internationales ;
- les activités de conseil et de service sous forme de contrats ;
- la préparation des réacteurs du futur et la veille technologique.

20.2.3.1 Echanges d'expérience

Une trentaine de jumelages entre centrales nucléaires françaises et centrales installées sur les différents continents forment le cadre principal de ces échanges. L'organisation de visites et de séminaires périodiques réciproques permet des échanges directs d'informations entre exploitants de cultures différentes, exerçant leur métier dans des environnements politiques ou économiques contrastés.

En 2000, deux nouveaux accords ont été signés, l'un entre le CNPE de Saint-Laurent et la centrale japonaise de Tokai (JAPCO) et l'autre entre le CNPE de Chinon et la centrale américaine de DC. Cook (AEP). Récemment en 2003, un accord de jumelage avec la centrale de Cruas a été signé avec l'exploitant chinois de la centrale de Qinshan 2 (2 tranches de 600 MW avec un réacteur à 2 boucles, dont les principes de conception sont proches des réacteurs français de 900 MW). Un programme de coopération a été récemment signé par la DPN avec Qinshan 2.

Des échanges d'ingénieurs entre centrales françaises et américaines ou des visites de centrales étrangères, ciblées sur des activités spécifiques telles que les arrêts de tranche, la maintenance, le management de la sûreté ou la propreté radiologique, participent aussi des flux d'informations contribuant à l'amélioration de la sûreté et à l'enrichissement technique réciproque. A l'été 2004 un

ingénieur d'EDF sera détaché pour 2 années auprès d'une centrale américaine appartenant à la compagnie SNC (Southern Nuclear Company) propriétaire de 6 tranches nucléaires. En contrepartie SNC participera à plusieurs missions techniques en France.

20.2.3.2 Institutions internationales

Les institutions internationales favorisent la concertation entre gouvernements ou entre opérateurs nucléaires du monde entier (World Association of Nuclear Operators – WANO) dans le but de renforcer globalement la sûreté et la fiabilité de l'exploitation des centrales nucléaires. En 2003, le Directeur de la DPN a été élu président du centre WANO Paris. A ce titre il participe au Conseil mondial des Gouverneurs qui définissent et approuvent les politiques des différents centres de WANO. Le centre WANO de Paris comporte 7 ingénieurs détachés de la DPN, dont le Directeur du Centre.

EDF participe chaque année à des missions d'évaluation de la sûreté des installations nucléaires OSART (Operating Safety Assessment Review Team) effectuées à la demande des Autorités de sûreté nationales (voir § 19.5). Ainsi, en 2000, EDF a envoyé deux représentants pour deux missions OSART à l'étranger (North-Anna/USA et Temelin/République Tchèque), tandis que le CNPE de Belleville a reçu un OSART en octobre et les CNPE de Golfech et du Bugey leur post-OSART.

Dans le même esprit, WANO développe des " Peer-Reviews ". Celles-ci consistent en un programme d'évaluation d'une centrale, couvrant les domaines techniques et managériaux, réalisé par des exploitants étrangers (voir §19.5). Les Peer-Reviews sont aussi l'occasion d'échanges productifs entre l'équipe d'évaluation et les exploitants de la centrale visitée. En 2000, 34 pairs de la DPN ont participé à 11 Peer-Reviews organisées par les 4 centres WANO du monde. Cette participation de nombreux pairs d'EDF aux Peer-Reviews WANO s'est poursuivie en 2001, 2002 et 2003. Chaque année un ou deux CNPE d'EDF reçoivent une Peer-Review : Cruas en 2000, Flamanville en 2001, Chooz en 2002, Fessenheim en 2003, Cattenom et Dampierre en 2004. Fin 2003, à la demande du Directeur de la Division Production Nucléaire, WANO a réalisé une Peer-Review dans l'Etat-Major, les services centraux et les unités d'ingénierie nationales de la Division (« Corporate Peer-Review »). Cette Peer-Review est une première mondiale. Elle s'est attachée à évaluer l'efficacité du système de pilotage de la Division, l'articulation entre le niveau national et les CNPE et la qualité du support technique apporté par les unités d'ingénierie nationales aux CNPE.

Fin 2003, Le Directeur de la DPN a décidé d'associer au programme interne d'inspection, menée par l'Inspection Nucléaire, des pairs étrangers pour enrichir ces audits d'une vision externe. EDF a également participé activement aux autres programmes développés par WANO, notamment ceux concernant le retour d'expérience, les réunions techniques (workshop sur l'environnement à Chinon en décembre) et les indicateurs de performance. En particulier, les événements du Blayais (inondation partielle en décembre 1999) et du Tricastin (irradiation d'un technicien en radioprotection en mars 1999) ont fait l'objet de rapports approfondis diffusés dans le réseau WANO. Tous les sites ont la possibilité de se connecter au réseau WANO et ainsi profiter en ligne des enseignements tirés de l'expérience des autres exploitants. En particulier l'accès aux SOER est favorisé, ce qui met au plus près du terrain les recommandations issues des analyses de WANO.

Par ailleurs, EDF est membre du Framatome Owners Group (FROG), dont le Comité directeur s'est réuni récemment début 2004. Ces réunions ont permis d'organiser des échanges techniques, notamment sur les événements récents survenus chez les exploitants nucléaires membres de l'association, et de passer en revue des études menées conjointement par les différents partenaires.

EDF est également membre du Westinghouse Owners Group (WOG), dont la première conférence européenne s'est déroulée en France chez EDF les 20 et 21 octobre 2003 avec pour objectifs de renforcer les relations entre les électriciens européens et américains et d'identifier des projets de coopération communs. Les points traités concernent principalement les matériaux (impact du vieillissement), les facteurs humains et la sûreté, la problématique du maintien des compétences.

Conclusion - Activités prévues pour améliorer la sûreté

EDF est membre de l'Electric Power Research Institute (EPRI) qui est devenu un organisme prééminent dans le domaine de la R&D pour l'industrie électrique, non seulement aux Etats-Unis mais également au niveau mondial (dans le domaine nucléaire, EPRI représente les trois-quarts des centrales en exploitation dans le monde). Les activités nucléaires de l'EPRI couvrent 4 grands domaines d'activités : les matériaux, le management du patrimoine (Asset Management), la technologie des centrales et les contrôles non destructifs (NDE).

EDF est également représenté au sein de l'INPO (Institute of Nuclear Power Operators) aux Etats-Unis par le détachement d'un ingénieur et participe activement à l'International Participant Advisory Committee (IPAC) avec l'INPO.

Par ailleurs EDF est présente au sein de l'AIEA à Vienne, par le détachement d'un ingénieur au sein de la Division Nuclear Safety of Nuclear Installations.

Un représentant EDF est présent auprès de la Commission Européenne, à Bruxelles, et est en veille sur toutes les nouvelles orientations en matière d'évolution de la réglementation. Une mission de même nature est confiée à un représentant EDF à Luxembourg.

EDF participe activement à la normalisation dans le domaine du contrôle – commande des centrales nucléaires dans la cadre de la Commission Electrotechnique Internationale (CEI).

20.2.3.3 Activités de conseil ou de service

L'engagement d'EDF auprès des exploitants de Daya Bay (Chine) a été concrétisé par un accord de coopération, signé en décembre 2000 par le directeur de la DPN et les directeurs de GNPS (Guandong Nuclear Power Station) et LNPS (Lingao Nuclear Power Station). Une équipe d'une dizaine d'ingénieurs conduit depuis plusieurs années une mission d'assistance dans les domaines techniques, sûreté nucléaire, de formation et d'ingénierie, mais aussi dans le domaine de l'organisation de la nouvelle société DNMC (Daya Bay Nuclear Management Company) qui exploite les 4 tranches sur le principe d'organisation des sites 4 tranches en France. Les CNPE de Gravelines et du Tricastin, via les conventions de jumelage, appuient l'équipe expatriée en ce qui concerne la conduite, la formation et la maintenance. En outre de nombreuses unités de la DPN et de la DIN apportent leur expertise aux exploitants chinois par le biais de séminaires et de missions spécifiques. La fin de l'année 2004 verra la première visite décennale de Daya Bay pour laquelle EDF apporte un soutien actif sur le "Periodic Safety Review" (PSR).

EDF apporte son appui à l'exploitant de Koeberg (Afrique du Sud). Cet appui se matérialise par la mise à disposition de 2 ingénieurs au sein de l'ingénierie de la centrale. Les CNPE du Blayais et Gravelines sont en outre jumelés avec la centrale de Koeberg. Des missions techniques sont organisées tant en France qu'à Koeberg dans des domaines techniques variés (génie civil, formation, chimie...).

Des accords de coopération ou de jumelage financés par EDF ou par l'Union européenne établissent un partenariat avec plusieurs exploitants nucléaires de l'Europe de l'Est (principalement Rosenergom, l'exploitant nucléaire russe et Energom, l'exploitant ukrainien), notamment dans le domaine de l'organisation de crise. Les jumelages concernent la Russie (Novovoronej avec Penly et Balakovo avec Paluel), l'Ukraine (Rovno, où un ingénieur EDF est détaché, avec Golfech et Khmelnytsky avec Chinon) et la Bulgarie (Kozloduy avec le Bugey). La DPN est, en tant que de besoin, active dans les programmes d'amélioration de la sûreté à l'Est, pilotés et financés par l'Union européenne, et dont le CIDEN est le porteur.

20.2.3.4 La préparation des réacteurs du futur et la veille technologique

L'activité internationale d'EDF a essentiellement porté sur :

- la mise au point des European Utilities Requirements (EUR), cahier des charges commun pour les futures centrales nucléaires à eau légère engagé en 1992 avec les principaux producteurs

Conclusion - Activités prévues pour améliorer la sûreté

d'électricité d'origine nucléaire d'Europe. Des gains significatifs sont attendus tant sur les coûts de développement que sur les coûts de construction. L'organisation EUR a accueilli en 2003 le producteur nucléaire russe, Rosenergom, comme onzième partenaire du projet.

Le document EUR, actuellement en révision C, est maintenant pleinement utilisable : la spécification technique de l'appel d'offre de la 5ème tranche nucléaire finlandaise reprenait d'ailleurs plus de 80 % des textes du document EUR.

Un certain nombre de travaux a été engagé pour préparer une révision à moyen terme des chapitres développant l'approche sûreté.

Dans ce cadre, le premier rapport de WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association) sur l'harmonisation européenne des exigences réglementaires de sûreté a été analysé. Les résultats de cette analyse, qui continuera en 2004 et 2005, ont été présentés à WENRA. Un processus de concertation avec WENRA devrait être mis en place.

En outre, une revue de détail des textes applicables a permis de lister les points sur lesquels une révision était nécessaire ou souhaitable en fonction de l'évolution de l'environnement réglementaire et industriel prévisible dans les 5 à 10 prochaines années. Un ou deux chapitres importants devraient faire l'objet d'une restructuration complète. L'organisation EUR a exprimé des positions claires sur les approches d'harmonisation des règles de sûreté initiées au niveau de l'Union Européenne.

Un travail important a été lancé en 2003 sur l'harmonisation des conditions de raccordement des futures tranches nucléaires aux réseaux de transport THT européens. Cela pourrait changer les conditions aux limites des études de sûreté.

Les comparaisons des approches réglementaires européennes et américaines, commencées en 2003 en parallèle avec l'analyse des écarts entre les positions EUR et celles de l'AIEA, se poursuivront en 2004.

Enfin, une approche "risk-informed" à la conception est en cours de développement dans le cadre EUR.

On devrait donc disposer en 2006 de bases solides pour développer une révision D des volumes 1 et 2, bien adaptée au nouvel environnement européen. Cette révision pourrait être publiée en 2007.

Les relations avec les vendeurs se poursuivent dans le cadre du volume 3 EUR. Chaque partie du volume 3 est dédiée à un projet dessiné pour le marché européen et soutenu par des électriciens EUR. On y trouve une description du projet, une évaluation du degré de conformité du projet aux exigences du volume 2 et, le cas échéant, des exigences spécifiques. L'organisation EUR a pris deux décisions en 2003 :

- engager une évaluation du projet AP1000 de Westinghouse dont la certification aux USA devrait être acquise en 2004 ;
- suite à la conclusion en 2003 d'une analyse préliminaire de conformité entre l'industrie russe et EDF, engager l'évaluation EUR du projet VVER AES92 dont la construction en série est maintenant programmée en Russie.

Ces deux analyses visent les deux seuls concepts de tranches REP à sûreté passive dont la construction apparaît aujourd'hui probable à court terme. Elles pourraient être terminées fin 2005 et publiées en 2006.

- la veille technologique sur les projets de réacteurs à eau légère du futur, en participant notamment aux projets EPP 1000 de Westinghouse, ESBWR de General Electric et SWR 1000 de Framatome-ANP.

Conclusion - Activités prévues pour améliorer la sûreté

- la veille sur les évolutions de type réglementaire sur les exigences à la conception et le "licensing", ainsi que le retour d'expérience international sur les événements susceptibles d'avoir un impact sur la conception.
- la veille technologique sur le développement des réacteurs à gaz à haute température (HTR). Parmi les six concepts de réacteurs du futur retenus dans le cadre du Forum International Generation IV, le VHTR (Very High Temperature Reactor) et le GFR (Gas-cooled Fast Reactor) sont des réacteurs à caloporteur hélium dont la particularité est de produire de la chaleur à très haute température (950°C et plus). Outre les rendements élevés que cela permet d'atteindre (de l'ordre de 50%), cette température peut être utilisée pour la production d'hydrogène ou la co-génération d'hydrogène et d'électricité. Le VHTR, réacteur thermique à modérateur graphite dérivé du concept de GT-MHR, devrait précéder le GFR et le DOE (Department of Energy US) envisage la mise en service d'un précurseur de 600 MWth à l'échéance de 2016 : le projet NGNP (Next Generation Nuclear Plant).

Le CEA et FRAMATOME-ANP étant très présents depuis plusieurs années sur le développement de ce concept de réacteurs, EDF a pris la décision en 2003 d'engager une collaboration très active avec ces partenaires privilégiés dans le domaine nucléaire. Au-delà de cette collaboration, l'objectif pour EDF est d'être associé aux initiatives internationales, d'échanger des connaissances et du savoir-faire jusqu'au retour d'expérience issu de l'exploitation de ce type de réacteurs. Les perspectives envisageables à long terme sur l'économie de l'hydrogène confèrent au VHTR des potentialités sérieuses de développement.

20.2.4 Activités internationales du CEA sur la sûreté des réacteurs

Organisation de recherche scientifique et technique dans le domaine nucléaire, le CEA développe ses activités dans tous les champs concernés, en particulier celui de la sûreté ; ces activités donnent lieu à de nombreuses collaborations internationales.

S'agissant de la sûreté de ses propres installations, il participe aux travaux de l'AIEA sur les réacteurs de recherche. Il a aussi établi des échanges réguliers avec plusieurs organismes étrangers homologues : ces échanges portent sur l'expérience d'exploitation des installations et, en particulier, sur les enseignements tirés des incidents. Dans le domaine des réacteurs à neutrons rapides, des contacts étroits sont ainsi maintenus avec la Russie et avec le Japon.

20.2.5 Activités internationales de l'ILL sur la sûreté des réacteurs

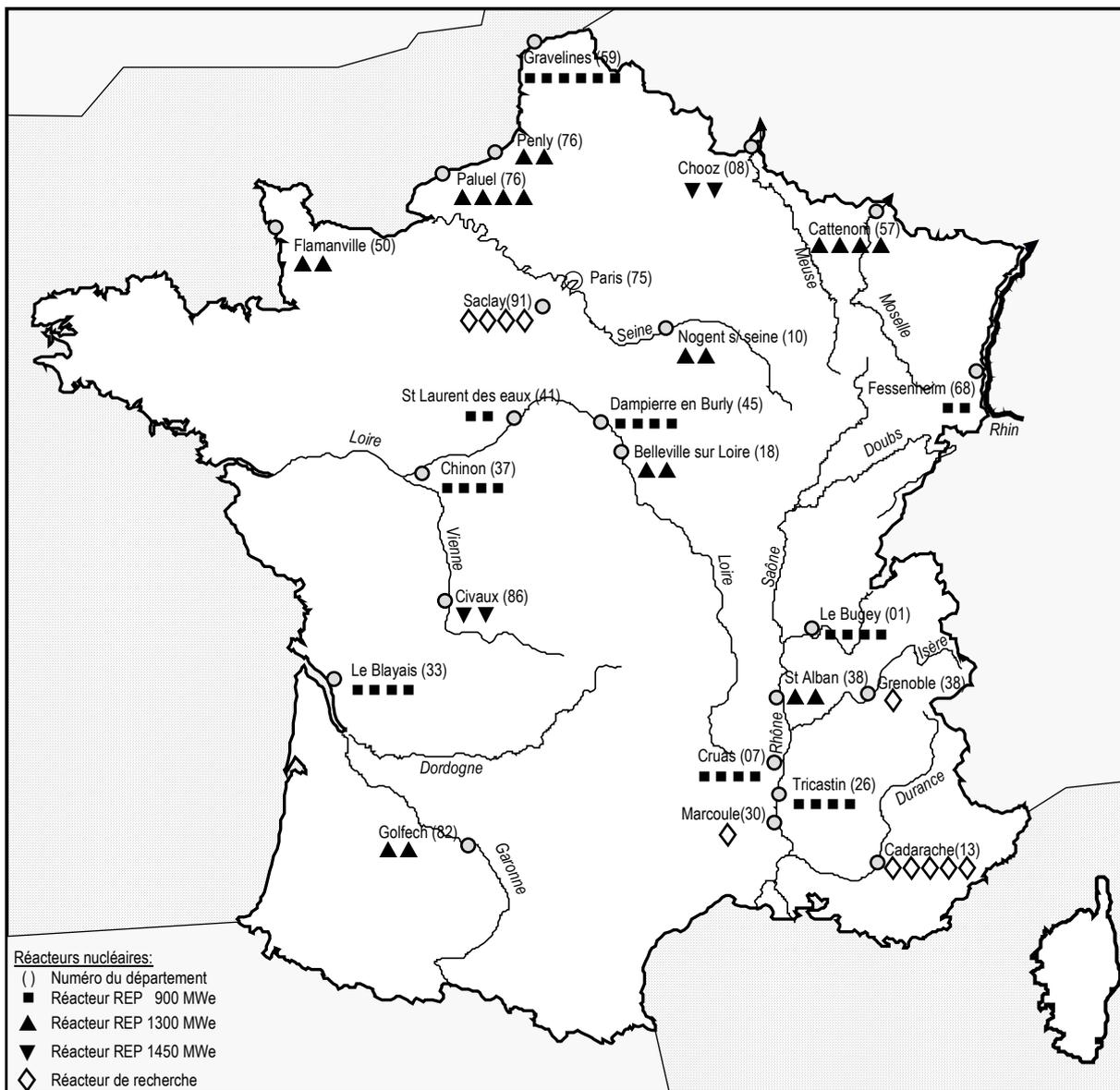
Les activités internationales de l'ILL concernent surtout les activités de recherche fondamentale. Cependant l'ILL contribue au partage et au retour d'expérience par l'intermédiaire des clubs d'exploitants de réacteur de recherche auquel il participe, en particulier au niveau européen.

ANNEXES

Annexe 1 - Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France

A.1.1 Localisation des réacteurs nucléaires

Les 58 réacteurs électronucléaires et les 11 réacteurs de recherche en exploitation au 30 juin 2004 sont répartis sur le territoire de la France ainsi qu'indiqué sur la carte ci-dessous.



Carte de France situant les réacteurs nucléaires en exploitation

La puissance électrique totale installée est de l'ordre de 63 000 MWe.

Les 58 réacteurs électronucléaires à eau sous pression situés sur 19 sites sont exploités par EDF.

Le réacteur prototype électronucléaire Phénix à neutron rapide et 9 autres réacteurs de recherche de type piscine sont exploités par le CEA. Le réacteur de recherche RHF est exploité par l'ILL.

Annexe 1 - Liste des réacteurs nucléaires

A.1.2 Liste des réacteurs électronucléaires

Les réacteurs électronucléaires en exploitation sont les installations nucléaires de base suivantes :

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 (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 (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
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	
97	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES (réacteurs 3 et 4) 59820 Gravelines	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe		24.10.77	26.10.77	
100	CENTRALE NUCLÉAIRE DE ST-LAURENT (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
112	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CRUAS (réacteurs 3 et 4) 07350 Cruas	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe		08.12.80	31.12.80	
114	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 3) 76450 Cany - Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		03.04.81	05.04.81	

Annexe 1 - Liste des réacteurs nucléaires

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation	Déclarée le :	Autorisée le :	J. O. du :	OBSERVATIONS
115	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 4) 76450 Cany - Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		03.04.81	05.04.81	
119	CENTRALE NUCLÉAIRE DE SAINT-ALBAN - SAINT-MAURICE (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 - SAINT-MAURICE (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
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 (réacteur 1) 18240 Léré	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		15.09.82	16.09.82	
128	CENTRALE NUCLÉAIRE DE BELLEVILLE (réacteur 2) 18240 Léré	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		15.09.82	16.09.82	
129	CENTRALE NUCLÉAIRE DE NOGENT (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 (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
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 P4 1300 MWe		03.03.83	06.03.83	
136	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PENLY (réacteur 1) 76370 Neuville-lès-Dieppe	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		23.02.83	26.02.83	
137	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 4) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P4 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 P4 1300 MWe		09.10.84	13.10.84	
142	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GOLFECH (réacteur 2) 82400 Golfech	EDF	1 réacteur REP P4 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

A.1.3 Liste des réacteurs nucléaires de recherche

Les réacteurs de recherche en exploitation sont les installations nucléaires de base suivantes :

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			
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	CENTRALE PHÉNIX (Marcoule) 30205 Bagnols-sur-Cèze	CEA	Réacteur 563 MW-th (350 MWth depuis 1993)		31.12.69	09.01.70	
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	

Annexe 2 - Principaux textes législatifs et réglementaires

A.2.1 Lois et règlements

Loi 61-842 du 2 août 1961 – Loi relative à la lutte contre les pollutions atmosphériques et les odeurs et portant modification de la loi du 19 décembre 1917.

Décret 63-1228 du 11 décembre 1963 – Décret relatif aux installations nucléaires.

Décret 73-278 du 13 mars 1973 – Décret portant création d'un conseil supérieur de la sûreté nucléaire et d'un service central de sûreté des installations nucléaires.

Loi 80-572 du 25 juillet 1980 – Loi sur la protection et le contrôle des matières nucléaires.

Arrêté ministériel du 10 août 1984 – Arrêté relatif à la qualité de conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base.

Décret 95-540 du 4 mai 1995 – Décret relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des installations nucléaires de base.

Arrêté ministériel du 11 mars 1996 – Arrêté fixant les limites au-delà desquelles les usines de préparation, de fabrication ou de transformation de substances radioactives, ainsi que les installations destinées au stockage, au dépôt ou à l'utilisation de substances radioactives, y compris les déchets, sont considérées comme des installations nucléaires de base.

Arrêté interministériel du 10 novembre 1999 – Arrêté relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression.

Arrêté interministériel du 26 novembre 1999 – Arrêté fixant les prescriptions techniques générales relatives aux limites et aux modalités des prélèvements et des rejets soumis à autorisation, effectués par les installations nucléaires de base.

Arrêté ministériel du 31 décembre 1999 – Arrêté fixant la réglementation technique générale destinée à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des installations nucléaires de base

Décret 2002-255 du 22 février 2002 - Décret modifiant le décret n° 93-1272 du 1er décembre 1993 et créant une direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection.

Décret 2002-460 du 04 avril 2002 – Décret relatif à la protection générale des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants.

Décret 2003-296 du 31 mars 2003 – Décret relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants.

Décret 2003-865 du 8 septembre 2003 - Décret portant création du comité interministériel aux crises nucléaires ou radiologiques

A.2.2 Règles fondamentales de sûreté

A.2.2.1 Règles relatives aux réacteurs à eau sous pression

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).

Annexe 2 - Principaux textes législatifs et réglementaires

RFS-I.2.d. - Prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication (7 mai 1982).

RFS-I.2.e. - Prise en compte du risque d'inondation d'origine externe (12 avril 1984).

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. - Etudes géologiques et géotechniques du site; détermination des caractéristiques des sols et études du comportement des terrains (1er août 1985).

RFS-II.2.2.a. - Conception du système d'aspersion de l'enceinte (5 août 1980) ; révision 1 (31 décembre 1985).

RFS-II.3.8. - Construction et exploitation du circuit secondaire principal (8 juin 1990).

RFS-II.4.1.a - Logiciels des systèmes électriques classés de sûreté (15 mai 2000).

RFS-IV.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 de niveau 2 et 3 (21 décembre 1984).

RFS-IV.2.b. - Exigences à prendre en compte dans la conception, la qualification, la mise en oeuvre 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).

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 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).

A.2.2.2 Règles relatives aux autres installations nucléaires de bases

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).

RFS-III.2.f. - Définition des objectifs à retenir dans les phases d'études et de travaux pour le stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde afin d'assurer la sûreté après la période d'exploitation du stockage (1er juin 1991).

A.2.2.2 Autres Règles fondamentales de sûreté

RFS 2001-01 - Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations (Révision des RFS-I.2.c et RFS-I.1.c - 16 mai 2001).

RÈGLE SIN N° C-12308/86 (RR1). Dispositifs d'épuration équipant les systèmes de ventilation des réacteurs nucléaires de recherche (4 août 1986).

RÈGLE SIN N° A-4212/83 relative aux moyens de mesures météorologiques (12 août 1983).

RÈGLE SIN N° C-12670/9-1 (RR2). Protection contre le risque d'incendie dans les réacteurs nucléaires de recherche (1er juillet 1991).

A.2.3 Plan indicatif des rapports de sûreté (préliminaire, provisoire, définitif)

L'instruction du 27 mars 1973 relative à l'application du décret n°73-278 du 13 mars 1973 prévoit dans son annexe le plan indicatif des rapports de sûreté (préliminaire, provisoire, définitif) suivant :

- Volume I - Introduction et généralités
 - Chapitre I - Introduction.
 - Chapitre II - Site.
 - Chapitre III - Caractéristiques générales. Principales options techniques.
 - Chapitre IV - Principes généraux de sûreté
 - Chapitre V - Résumé de l'analyse de sûreté : conséquences radiologiques des accidents pour le site.
 - Chapitre VI - Entreposage, contrôle et évacuation des déchets et effluents radioactifs.
 - Chapitre VII - Organisation au stade de la construction et de l'exploitation. Protection du personnel.
 - Chapitre VIII - Formation et entraînement du personnel.
- Volume II - Equipement de la centrale et fonctionnement
 - Chapitre I - Généralités.
 - Chapitre II - Génie civil. Bâtiments.
 - Chapitre III - Chaudière nucléaire et circuits de sécurité associés:
 - a) Combustible.
 - b) Bloc réacteur, circuit principal.
 - c) Manutention du combustible.
 - d) Circuits de sécurité associés.
 - Chapitre IV - Enceinte de confinement et circuits de sécurité associés.
 - Chapitre V - Auxiliaires nucléaires.
 - Chapitre VI - Circuit secondaire.
 - Chapitre VII - Auxiliaires généraux.
 - Chapitre VIII - Auxiliaires électriques.
 - Chapitre IX - Contrôle commande.
 - Chapitre X - Physique du cœur.
 - Chapitre XI - Fonctionnement.
- Volume III - Analyse de sûreté
 - Chapitre I - Qualité de la réalisation :
 - a) Règles générales de construction.
 - b) Contrôles de la qualité.
 - Chapitre II - Essais destinés à s'assurer de la validité des conceptions retenues en matière de sûreté.
 - Chapitre III - Analyse détaillée de la sûreté (prévention, surveillance, moyens d'action):
 - a) Cœur.
 - b) Circuit primaire.
 - c) Enceinte primaire.
 - d) Enceinte de confinement.
 - e) Sûreté de manutention.
 - f) Sûreté des circuits secondaires.
 - g) Sûreté des installations annexes.

Annexe 2 - Principaux textes législatifs et réglementaires

- Chapitre IV - Les accidents types et les rejets accidentels.
- Chapitre V - La radioprotection :
 - a) Organisation de la protection du personnel.
 - b) Contrôle des effluents et des rejets.
- Chapitre VI - Enseignements tirés des essais de mise en service.

Annexe 3 - Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires

A.3.1 Organisation d'EdF

EDF, créé en 1945, est la principale entreprise de production d'électricité en France et la seule qui exploite des réacteurs électronucléaires. La sûreté nucléaire et la radioprotection s'appliquent à toutes les installations nucléaires de base exploitées par l'Entreprise, ainsi qu'aux matières nucléaires expédiées par celles-ci.

Dans le cas d'installations exploitées par des filiales du Groupe EDF, 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.

A.3.1.1 Le Président

Dans le cadre de la délégation de pouvoirs qui lui a été consentie par le Conseil d'Administration, le Président dispose de tous les pouvoirs nécessaires à l'exercice par EDF 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 d'exploitant nucléaire d'EDF.

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 est l'interlocuteur de l'Autorité de Sûreté. Il préside le Conseil de Sûreté Nucléaire.

L'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire et la Radioprotection veille à la bonne prise en compte des préoccupations de sûreté nucléaire et de radioprotection pour les installations nucléaires de l'Entreprise, et en rend compte au Président.

A.3.1.2 Le Directeur de la Branche Energies

Dans le cadre de la délégation de pouvoirs qui lui a été consentie par le Président du Conseil d'Administration, le Directeur de la Branche Energies arrête les principaux choix d'investissement et de maintien du patrimoine ; il prend toutes dispositions nécessaires à l'exploitation des ouvrages de production placés sous son autorité et toutes décisions relatives à l'organisation des services qui lui sont attachés ; il prend toute décision individuelle relative au recrutement, à la gestion, à la rémunération et à la discipline des personnels placés sous son autorité, hors cadres dirigeants ; s'agissant de ces derniers et à l'exception des directeurs et directeurs délégués qui lui sont directement rattachés, il peut prendre toute décision individuelle relative à leur nomination, à leur contribution et à leur discipline.

Il dispose d'un Délégué qui s'assure du bon contrôle de l'ensemble des activités de la Branche concourant à la sûreté nucléaire ou à la radioprotection, ainsi que de la cohérence d'ensemble dans la gestion globale du risque nucléaire.

A.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 de la Branche Energies, et sous l'autorité de celui-ci, le Directeur de la Division Production Nucléaire est le représentant de l'Exploitant Nucléaire EDF pour l'ensemble des installations en exploitation. Le Directeur de la Division Production Nucléaire prend toutes dispositions nécessaires à l'exercice par EDF 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.

Dans le cadre de la délégation de pouvoirs qu'il détient du Directeur de la Branche Energies et sous l'autorité de celui-ci, le Directeur de la Division Ingénierie Nucléaire est chargé d'élaborer, en accord avec le Directeur de la Division Production Nucléaire, le référentiel de conception des installations, dans le cadre de la réglementation en vigueur. Il 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 la Division Ingénierie Nucléaire en accord avec le Directeur de la Division Production Nucléaire. Le Directeur de la Division Production Nucléaire est responsable de la prise en compte des évolutions du référentiel d'exploitation des installations et bénéficie pour ce faire de l'appui du Directeur de la Division de la Division Ingénierie Nucléaire et de celui du Directeur de la Division Combustible Nucléaire.

Enfin, le Directeur de la Division Ingénierie Nucléaire est également chargé de la mise en œuvre du programme de déconstruction décidé par le Directeur de la Branche Energies : stratégie, choix techniques et industriels, budget, planning général... Les choix correspondants, qui ont un impact sur la sûreté nucléaire et la radioprotection, sont validés par le Directeur de la Production Nucléaire qui reste le représentant de l'exploitant nucléaire EDF des installations en déconstruction, sauf exception.

Dans le cadre de la réalisation de ses missions, le Directeur de la Division Ingénierie Nucléaire organise pour le Directeur de la Division Production Nucléaire la contribution des unités d'études et d'ingénierie de sa Division.

Chacun des deux Directeurs de Division prend toute décision d'organisation des services placés sous son autorité ; il prend toute décision individuelle relative au recrutement, à la gestion, à la rémunération et à la discipline des personnels placés sous son autorité, hors cadres dirigeants ; s'agissant de ces derniers, le Directeur de la Division fixe la mission de chacun d'eux et en évalue le bon exercice. Il assure de façon permanente et effective la sécurité des personnels internes et externes travaillant dans les locaux et chantiers dépendants de ses services.

Chacun des deux 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. Il leur 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 Directeur Délégué à la Sûreté Nucléaire et par un Directeur Délégué à la Radioprotection, 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. Il est assisté par le Directeur de la Division Ingénierie Nucléaire dans cette mission.

Pour ce qui concerne sa responsabilité de représentant de l'exploitant nucléaire EDF, pour les INB dont il a la charge, et assisté en cela par un Directeur Délégué Qualité et Sûreté Nucléaire de l'Ingénierie, le Directeur de la Division Ingénierie 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 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.

A.3.1.4 Le Directeur d'Unité

Représentant de l'exploitant nucléaire EDF au titre des installations pour lesquelles il dispose de la délégation du Directeur de sa Division et sous l'autorité de celui-ci, il prend toutes dispositions nécessaires à l'exercice de cette responsabilité. En particulier, dans toutes les phases du processus dont l'entreprise a la charge, il propose et met en œuvre les principes d'organisation et de fonctionnement permettant le respect des règles de la sûreté nucléaire et de la radioprotection ainsi que le bon exercice de la responsabilité d'exploitant nucléaire. Cette responsabilité n'est subdélégable 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 d'installations en déconstruction, il valide les choix proposés par la Division en charge de l'Ingénierie Nucléaire et contrôle le respect des dispositions de sûreté nucléaire et de radioprotection.

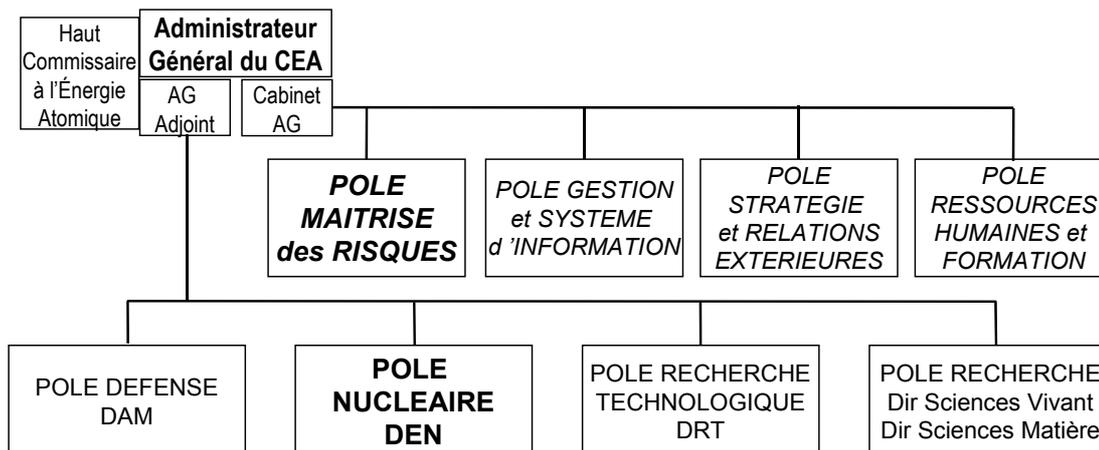
Le Directeur d'Unité prend toutes dispositions nécessaires à l'exploitation des ouvrages dont il a la charge. Il prend toute décision d'organisation des services placés sous son autorité ; il prend toute décision individuelle relative au recrutement, à la nomination (hors cadres de direction), à la gestion, à la rémunération, à la contribution des personnels placés sous son autorité. Il exerce le pouvoir disciplinaire pour les agents d'exécution et de maîtrise. Il assure de façon permanente et effective la prise en compte de l'hygiène, de la sécurité et des conditions de travail pour les personnels internes et externes, dans les locaux et chantiers relevant de son périmètre de responsabilité.

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 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.

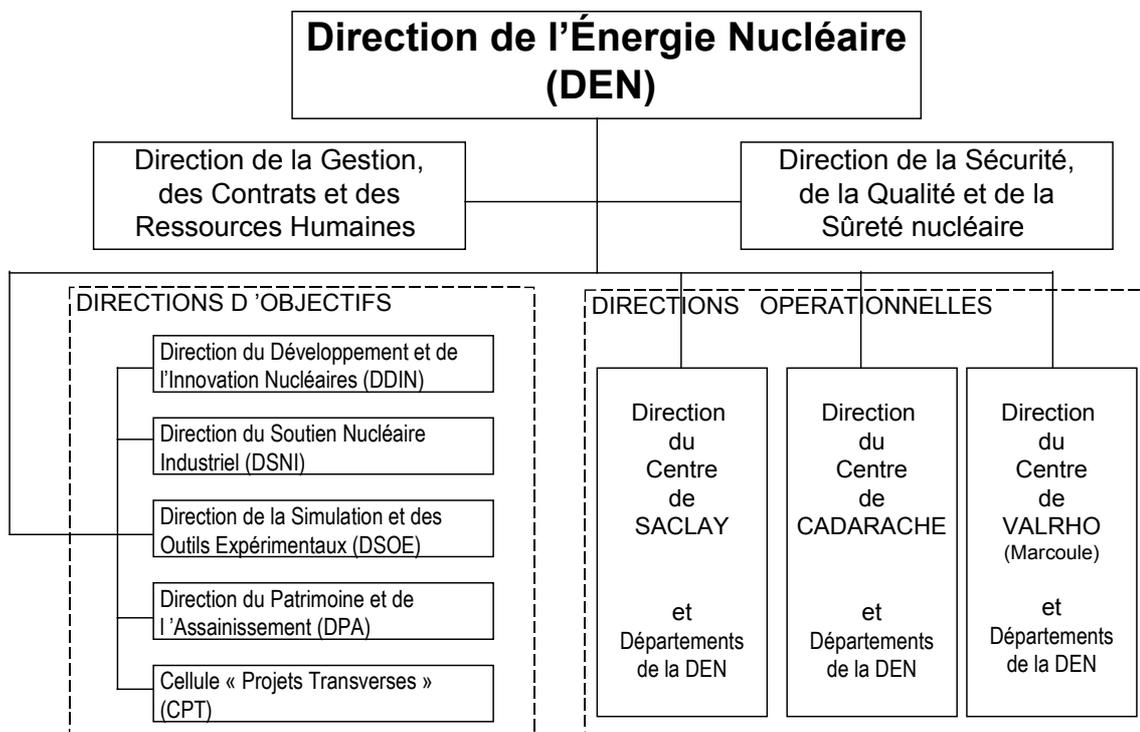
A.3.2 Organisation du CEA

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 4 « 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.



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. 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.



A.3.3 Organisation de l'ILL

L'Institut Laue-Langevin a été fondé en janvier 1967 par l'Allemagne, la France et le Royaume-Uni, afin de disposer d'une source de neutrons très intense entièrement dédiée à la recherche fondamentale civile. Il est géré par ces trois pays fondateurs en association avec ses 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.

L'Unité Sécurité, Protection, Santé et Environnement est rattachée directement au Directeur. Elle comporte notamment le Service de protection contre les rayonnements.

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. A 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

A.4.1 Stations de surveillance

A.4.1.1 Réseau Téléray (débit de dose gamma ambiant)

La surveillance du débit de dose ambiant est assurée par le réseau Téléray qui est constitué de balises de mesure continue du rayonnement gamma ambiant disposées, sur le territoire national, sur 12 monuments parisiens, dans 78 préfetures, sous-préfetures ou mairies, 38 sites nucléaires, 17 aéroports, 5 laboratoires de l'IRSN et sur 9 sommets. En outre, ce réseau comprend 21 balises situées à l'étranger ou dans les territoires d'outre-mer.



Carte de localisation du réseau Téléray

A.4.1.2 Stations de mesures et stations de référence

La surveillance de la radioactivité concerne l'atmosphère, les eaux, le sol, les végétaux et l'alimentation. Les stations de mesures, outre 7 stations de référence réparties sur le territoire et situées loin des sites nucléaires, sont implantées près des sites nucléaires, près des sites industriels ou des centres urbains, sur les grands fleuves et sur les côtes : leur localisation est représentée sur la carte ci-après.



Les mesures effectuées dans les stations de référence correspondent à environ 3 000 prélèvements annuels, spécifiés comme suit.

Milieu	Prélèvement	Analyse
Atmosphère	Dosimètre intégrateur (semestriel)	Rayonnement γ ambiant
Aérosols	Filtre (quotidien)	β global (quotidien), spectrométrie γ (mensuel)
Eau de pluie	Collecteur 0,2 m ² (mensuel)	β global, spectrométrie γ , ³ H, ⁹⁰ Sr

Annexe 4 - Surveillance de l'environnement

Milieu	Prélèvement	Analyse
Sol	Epaisseur 20 cm (trimestriel)	β global, spectrométrie γ , ^{90}Sr
Végétaux	Récolte 6 m ² (mensuelle)	β global, spectrométrie γ , ^{90}Sr (mélange annuel)
Animaux	Lait (bimensuel) Os (trimestriel)	β global, spectrométrie γ , ^{89}Sr , ^{90}Sr β global, ^{90}Sr (mélange annuel)

A.4.1.3 Surveillance de l'atmosphère

Outre les mesures dans les 7 stations de références, la surveillance de l'atmosphère est effectuée dans 35 stations près des sites nucléaires et dans 27 stations près des villes. Elle correspond à environ 23 000 prélèvements annuels et 46 000 mesures, spécifiés comme suit.

Milieu	Prélèvement	Analyse
Atmosphère	Balise Téléray (continu) Dosimètre intégrateur (semestriel)	Rayonnement γ ambiant
Aérosols	Filtre (quotidien)	β global (quotidien), spectrométrie γ (mensuel)
Eau de pluie	Collecteur 0,2 m ² (mensuel)	β global, spectrométrie γ .

A.4.1.4 Surveillance des eaux

La surveillance des eaux concerne les eaux de pluie (28 sites nucléaires, 16 stations météo, 7 stations de référence), les eaux minérales ou d'adduction (ensemble du territoire), les eaux souterraines (décharges et centres d'ionisation), les eaux de rivière (23 sites nucléaires, 6 sites miniers, les 5 grands fleuves), les eaux de mer (5 sites nucléaires et ensemble des côtes) et les eaux usées (station d'épuration d'Achères). Elle correspond à environ 2 700 prélèvements annuels et 8 000 mesures, spécifiés comme suit.

Milieu	Prélèvement	Analyse
Eaux de pluie	Sites nucléaires : hebdomadaire Autres : mensuel	β global, ^3H (mensuel) + spectrométrie γ , ^{90}Sr (autres)
Eaux potables	Mensuel à annuel	β global, K + α global, ^{226}Ra , U (mines) + spectrométrie γ , ^3H , ^{90}Sr (vallée du Rhône)
Eau d'adduction	En vue d'agrément sanitaire	α global, β global, K, ^3H , ^{90}Sr , ^{222}Rn , ^{226}Ra , U
Eaux minérales	En vue d'agrément sanitaire	β global, K, ^3H , ^{90}Sr , ^{222}Rn , ^{226}Ra , U, Th
Eaux de rivières	Fleuves : continu + trimestriel Mines : mensuel	α global, β global, K, ^3H , spectrométrie γ + ^{131}I α global, β global, K, ^{226}Ra , U (mensuel)
Eaux souterraines	Centre d'ionisation : mensuel Décharges : semestriel	α global, β global, K, spectrométrie γ β global, K, ^{60}Co , spectrométrie γ
Eaux de mer	Sites nucléaires : continu Côtes : mensuel	β global, K, ^3H , spectrométrie γ (mensuel) K, ^3H , spectrométrie γ (semestriel)
Eaux usées	Achères (Paris) : continu	β global, K, ^{125}I , ^{131}I (hebdomadaire)

A.4.1.5 Surveillance de la chaîne alimentaire

La surveillance de la chaîne alimentaire comprend le lait (90 coopératives départementales, 29 sites nucléaires et 7 stations de référence), le blé (290 silos de 84 départements et 26 sites nucléaires), des denrées particulières (poisson, miel, thyroïde de bovins) et 3 restaurants de collectivités. Elle correspond à environ 1 800 prélèvements et mesures annuels, spécifiés comme suit.

Objet	Prélèvement	Analyse
Lait	Coopératives : bisannuel Autres : mensuel	Spectrométrie γ β (Sr + Lanthanides), spectrométrie γ
Blé	Silos départementaux (annuel) Sites nucléaires (annuel)	Spectrométrie γ , β global, Ca, K, ^{90}Sr , ^{226}Ra , U Spectrométrie γ
Poisson	Marché national (hebdomadaire) 2 types (plats et ronds)	Spectrométrie γ + α global, β global, K, Ca, ^{90}Sr (annuel)
Miel	5 sites dont 2 nucléaires (annuel)	Spectrométrie γ
Thyroïde bovins	2 abattoirs (hebdomadaire)	Spectrométrie γ + ^{131}I
Aliments et boissons	Consommés dans 3 restaurants pendant 7 jours (mensuel)	β global, Ca, K, ^{90}Sr , U, spectrométrie γ ^{226}Ra (annuel)

A.4.1.6 Surveillance de la faune et de la flore

La surveillance de la flore et de la faune concerne principalement les espèces aquatiques le long du littoral, mais également la flore terrestre autour des stations de référence et d'un site nucléaire. Elle correspond annuellement à environ 300 prélèvements et 1 700 mesures, spécifiés comme suit.

Objet	Prélèvement	Analyse
Littoral français	- Mollusques (annuel) - Crustacés (annuel) - Algues (annuel) - Plantes marines (annuel)	α global, β global, K, ^{90}Sr spectrométrie γ idem + ^{210}Po , U, ^{238}Pu , ^{241}Am idem idem + U, Th
Baie de Seine	- Mollusques (annuel) - Crustacés (annuel) - Poissons (annuel)	α global, β global, Ca, K, ^{90}Sr , Th, spectrométrie γ idem + ^{210}Po , U, ^{238}Pu , ^{226}Ra idem
Manche et mer du Nord	- Poissons (annuel)	α global, β global, Ca, K, ^{90}Sr , spectrométrie γ
Végétaux terrestres	7 stations de référence et 1 site nucléaire (mensuel)	β global, spectrométrie γ β (Sr + Lanthanides), ^{90}Sr (semestriel)

A.4.1.7 Surveillance autour des sites nucléaires

La surveillance des rejets radioactifs autour des sites nucléaires est assurée par les exploitants, selon les spécifications réglementaires explicitées ci-après. Ces prescriptions représentent un minimum général mais, suivant le cas, les exploitants sont invités à réaliser davantage de mesures, en particulier autour du site COGEMA de La Hague.

Le principe de surveillance réglementaire de l'environnement des INB diffère légèrement selon qu'il s'agit d'un réacteur électronucléaire ou d'une usine ou d'un laboratoire. Les types de mesures associés à chacun des milieux surveillés sont présentés dans les deux tableaux ci-après.

A.4.1.7.1 Surveillance réglementaire de l'environnement d'une centrale électronucléaire

Le principe de surveillance réglementaire de l'environnement autour d'une centrale électronucléaire peut être résumé comme suit.

Milieu surveillé	Prélèvements et contrôles réglementaires imposés à l'exploitant
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 β globales - 1 prélèvement en continu sous les vents dominants avec mesure hebdomadaire du tritium atmosphérique - 1 prélèvement en continu sous les vents dominants avec mesure trimestrielle du carbone 14 atmosphérique
Pluie	- 1 station sous le vent dominant (collecteur mensuel) avec mesures β global et tritium sur mélange mensuel
Rayonnement γ ambiant	<ul style="list-style-type: none"> - 4 balises à 1 km avec mesure en continu et enregistrement (10 nGy/h à 10 Gy/h) - 10 dosimètres intégrateurs aux limites du site (relevé mensuel) - 4 balises avec mesure en continu à 5 km (10 nGy/h à 0,5 Gy/h)
Végétaux	<ul style="list-style-type: none"> - 2 points de prélèvement d'herbes (contrôle mensuel) - Principales productions agricoles (contrôle annuel) <p>Mesures : β globale, spectrométrie γ</p>
Lait	2 points de prélèvement (contrôle mensuel) avec mesure β (^{40}K exclu)
Milieu récepteur des rejets liquides	<ul style="list-style-type: none"> - Prélèvements à mi-rejet dans la rivière ou après dilution dans les eaux de refroidissement (cas des centrales marines) avec mesures : β globale, potassium et tritium - Prélèvements en continu dans la rivière ou après dilution dans les eaux de refroidissement (cas des centrales marines) avec mesure hebdomadaire du tritium - Prélèvements bimensuels en mer (centrales marines uniquement) avec mesures β globale, potassium et tritium - Prélèvements annuels de sédiments, faune et flore aquatiques avec mesures β globale, spectrométrie γ
Eaux souterraines	- 5 points de prélèvement (contrôle mensuel) avec mesures β globale, potassium et tritium

A.4.1.7.2 Surveillance réglementaire de l'environnement d'un site du CEA

Le principe de surveillance réglementaire de l'environnement autour d'un laboratoire ou d'une usine peut être résumé comme suit.

Milieu surveillé	Prélèvements et contrôles réglementaires imposés à l'exploitant
Air au niveau du sol	- 4 stations de prélèvement en continu des poussières atmosphériques sur filtre fixe avec mesures quotidiennes β globales - 1 prélèvement en continu avec mesure hebdomadaire du tritium atmosphérique
Pluie	- 2 stations de prélèvement en continu dont une sous le vent dominant avec mesures hebdomadaires β global et tritium
Rayonnement γ ambiant	- 4 balises avec mesure en continu et enregistrement - 10 dosimètres intégrateurs aux limites du site (relevé mensuel)
Végétaux	- 4 points de prélèvement d'herbes (contrôle mensuel) - Principales productions agricoles (contrôle annuel) Mesures : β globale, spectrométrie γ
Lait	1 point de prélèvement (contrôle mensuel) avec mesure β (^{40}K exclu)
Milieu récepteur des rejets liquides	- Prélèvements au moins hebdomadaire de l'eau du milieu récepteur avec mesures α globale, β globale, potassium et tritium - Prélèvements annuels de sédiments, faune et flore aquatiques avec spectrométrie γ
Eaux souterraines	- 5 points de prélèvement (contrôle mensuel) avec mesures α globale, β globale, potassium et tritium

A.4.2 Mesures dans l'environnement et autour des sites nucléaires

A.4.2.1 Rejets gazeux des sites nucléaires en 2003

Les rejets gazeux des principales installations nucléaires de base sont présentés avec leurs limites autorisées correspondantes dans les tableaux ci-après, selon les regroupements de catégories de produits radioactifs des autorisations en vigueur en 2003.

- Limites et valeurs des rejets gazeux des sites EDF avec autorisation originelle

Dans ces autorisations, établies pour les sites de réacteurs électronucléaires à partir des spécifications de 1974, les rejets gazeux sont regroupés en deux catégories et il est seulement vérifié qu'ils sont inférieurs à une limite donnée qui est indiqué ici.

Site	Gaz rares + tritium		Halogènes + aérosols	
	Limite	Rejet	Limite	Rejet
	(TBq)	(TBq)	(GBq)	(GBq)
Le Bugey	2590	1,73	111	0,066
Cattenom	3300	7,12	110	0,186
Chooz	330	2,05	11	0,327
Civaux	330	1,50	11	0,059
Cruas-Meyssse	2300	3,80	75	0,069
Dampierre-en-Burly	2220	3,72	74	0,086
Fessenheim	1480	0,93	111	0,014
Golfech	1650	2,74	55	0,083
Gravelines	3400	12,3	110	0,499
Nogent-sur-Seine	1650	11,3	55	0,046
Penly	1650	28,7	55	0,161
Le Tricastin	2220	9,64	74	0,107

- Limites et valeurs des rejets gazeux des sites EDF avec autorisation renouvelée

Dans ces nouvelles autorisations, établies à partir des spécifications de 1995 pour les sites de réacteurs électronucléaires à l'occasion de leur renouvellement, les rejets gazeux sont maintenant différenciés en cinq catégories, dont le C14 qui est également mesuré.

Site	Gaz rares		Tritium		Carbone 14		Iode		Autres	
	Limite	Rejet	Limite	Rejet	Limite	Rejet	Limite	Rejet	Limite	Rejet
	(TBq)	(TBq)	(TBq)	(TBq)	(TBq)	(TBq)	(GBq)	(GBq)	(GBq)	(GBq)
Belleme-sur-Loire	45	1,40	5	1,86	1,4	0,405	0,8	0,172	0,8	0,0150
Le Blayais	72	2,27	8	0,37	2,2	0,502	1,6	0,051	1,6	0,0064
Chinon	72	0,67	8	1,13	2,2	0,575	1,6	0,023	1,6	0,0028
Flamanville	45	0,90	5	2,03	1,4	0,416	0,8	0,108	0,8	0,0049
Paluel	90	2,02	10	3,64	2,8	0,806	1,6	0,070	1,6	0,0127
Saint-Alban	45	2,41	5	3,66	1,4	0,426	0,8	0,0231	0,8	0,0126
Saint-Laurent-des-Eaux	36	1,01	4	0,44	1,1	0,272	0,8	0,0113	0,8	0,0027

Annexe 4 - Surveillance de l'environnement

- Limites et valeurs des rejets gazeux des sites des réacteurs de recherche

Les autorisations en cours comprennent de deux à quatre catégories suivant les Centres.

Site	Gaz rares + Tritium			Halogènes + Aérosols		
	Limite	Rejet GR	Rejet T	Limite	Rejet Hal	Rejet Aer
	(TBq)	(TBq)	(TBq)	(GBq)	(GBq)	(GBq)
Phénix - CEA	400	4,86	0,01	40	0,00133	0,00024

Site	Gaz rares + Tritium		Halogènes + Aérosols	
	Limite (TBq)	Rejet (TBq)	Limite	Rejet
	(TBq)	(TBq)	(GBq)	(GBq)
Cadarache - CEA	555	166	18,5	0,0207

Site	Gaz rares		Tritium		Halogènes + Aérosols	
	Limite	Rejet	Limite	Rejet	Limite	Rejet
	(TBq)	(TBq)	(TBq)	(TBq)	(GBq)	(GBq)
Grenoble - ILL	75	0,92	75	34	10	0,018

Site	Gaz rares		Tritium		Halogènes		Aérosols	
	Limite	Rejet	Limite	Rejet	Limite	Rejet	Limite	Rejet
	(TBq)	(TBq)	(TBq)	(TBq)	(GBq)	(GBq)	(GBq)	(GBq)
Saclay - CEA	750	44,8	550	19,1	20	0,263	40	0,063

A.4.2.2 Rejets liquides des sites nucléaires en 2003

Les rejets liquides des principales installations nucléaires de base sont présentés avec leurs limites correspondantes dans les tableaux ci-après, selon les regroupements de catégories de produits radioactifs des autorisations en vigueur en 2003.

- Limites et valeurs des rejets liquides des sites EDF avec autorisation originelle

Dans ces autorisations, établies pour les sites de réacteurs électronucléaires à partir des spécifications de 1974, les rejets liquides sont regroupés en deux catégories.

Site	Tritium		Autres	
	Limite	Rejets	Limite	Rejet
	(TBq)	(TBq)	(GBq)	(GBq)
Le Bugey	185	49,4	2035	2,08
Cattenom	160	73,3	2200	0,78
Chooz	80	28,1	222	0,76
Civaux	80	24,2	222	0,61
Cruas-Meysse	110	48,9	1500	2,10
Dampierre-en-Burly	111	33,1	1480	1,54
Fessenheim	74	22,3	925	0,71
Golfech	80	67,5	1100	1,37
Gravelines	166	59,1	2180	2,89
Nogent-sur-Seine	80	47,7	1100	1,01
Penly	80	26,3	100	2,03

Annexe 4 - Surveillance de l'environnement

Site	Tritium		Autres	
	Limite	Rejets	Limite	Rejet
	(TBq)	(TBq)	(GBq)	(GBq)
Le Tricastin	111	44,3	1480	1,32

- Limites et valeurs des rejets liquides des sites EDF avec autorisation renouvelée

Dans ces nouvelles autorisations, établies à partir des spécifications de 1995 pour les sites de réacteurs électronucléaires à l'occasion de leur renouvellement, les rejets liquides sont maintenant différenciés en quatre catégories, dont le C14 qui est également mesuré.

Site	Tritium		Carbone 14		Iodes		Autres	
	Limite	Rejets	Limite	Rejet	Limite	Rejet	Limite	Rejet
	(TBq)	(TBq)	(GBq)	(GBq)	(GBq)	(GBq)	(GBq)	(GBq)
Belleme-sur-Loire	60	40,9	400	30,4	0,1	0,028	25	0,85
Le Blayais	80	36,4	600	37,6	0,6	0,035	60	1,58
Chinon	80	35,1	600	43,1	0,6	0,021	60	1,60
Flamanville	60	59,9	400	31,2	0,1	0,015	25	1,19
Paluel	120	113	800	60,5	0,2	0,045	50	3,09
Saint-Alban	60	53,6	400	32,0	0,1	0,021	25	1,13
Saint-Laurent-des-Eaux	40	17,4	300	20,4	0,3	0,020	30	0,95

- Limites et valeurs des rejets liquides des sites des réacteurs de recherche

Les autorisations en cours des sites du CEA comprennent trois catégories.

Site	Tritium		Emetteurs alpha		Autres	
	Limite	Rejets	Limite	Rejet	Limite	Rejet
	(TBq)	(TBq)	(GBq)	(GBq)	(GBq)	(GBq)
Cadarache - CEA	1,85	0,037	0,37	0,018	3,7	0,105
Saclay - CEA	7,4	0,053	0,74	< 0,104	37	0,896

Les autorisations en cours de l'ILL comprennent deux catégories.

Site	Tritium		Autres	
	Limite	Rejets	Limite	Rejet
	(TBq)	(TBq)	(GBq)	(GBq)
Grenoble - ILL	1,5	0,098	3,7	0,093

Il faut indiquer en outre que les rejets liquides du réacteur Phénix sont traités avec ceux de l'installation du CEA Marcoule utilisée pour les besoins de défense. En 2003 ils ont été voisins de 0,046 TBq.

L'observation de l'ensemble de ces résultats conforte l'ASN dans sa politique de révision à la baisse des autorisations de rejets, selon le principe général de protection de l'environnement, en les rendant davantage en rapport avec les impératifs de fonctionnement des installations.

Annexe 5 - Bibliographie

A.5.1 Documents

- /1/ Convention sur la sûreté nucléaire (CNS), septembre 1994.
- /2/ Principes directeurs concernant les rapports nationaux prévus par la Convention sur la sûreté nucléaire, AIEA - INFCIRC/572/Rev.2, septembre 2002.
- /3/ Convention sur la sûreté nucléaire - Deuxième rapport national sur la mise en œuvre par la France des obligations de la Convention, septembre 2001.
- /4/ Sûreté nucléaire en France - Législation et Réglementation - Recueil n°1606 - Les éditions du Journal officiel, 4^{ème} édition, mai 1999.
- /5/ Rapport annuel 2001 de l'Autorité de sûreté, mars 2002.
- /6/ Rapport annuel 2002 de l'Autorité de sûreté, mars 2003.
- /7/ Rapport annuel 2003 de l'Autorité de sûreté, mars 2004.
- /8/ EDF - Sûreté nucléaire 2001 - Rapport de l'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire, 2002.
- /9/ EDF - Sûreté nucléaire 2002 - Rapport de l'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire, 2003.
- /10/ EDF - Sûreté nucléaire 2003 - Rapport de l'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire, 2004.
- /11/ Sûreté nucléaire et radioprotection en 2003 - EDF Pôle industrie, 2004.
- /12/ Le bilan de la sûreté des installations nucléaires du CEA de 1999 à 2001 - Direction de la sûreté et de la qualité du CEA - Novembre 2002.

A.5.2 Sites Internet

Les documents ci-dessus, ou au moins l'essentiel de leur contenu, ainsi que d'autres informations pertinentes sur le sujet de ce rapport sont disponibles sur Internet. On pourra consulter en particulier les sites suivants :

- Légifrance : www.legifrance.fr (l'essentiel des textes réglementaires)
- ASN : www.asn.gouv.fr (inclue le précédent rapport au titre de la CNS)
- CEA : www.cea.fr
- EDF : www.edf.fr
- ILL: www.ill.fr
- AIEA : www.iaea.org

Annexe 6 - Liste des principales abréviations

AEN	Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire
AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
ASN	Autorité de sûreté nucléaire
BCCN	Bureau de contrôle des chaudières nucléaires
CANR	Comité de l'AEN pour les activités nucléaires réglementaires
CEA	Commissariat à l'énergie atomique
CNPE	Centre nucléaire de production d'électricité (EDF)
CICNR	Comité interministériel aux crises nucléaires ou radiologiques
CIPR	Commission internationale de protection radiologique
CPxx	Palier "xx" de réacteur 900 MWe
CSIN	Comité de l'AEN pour la sûreté des installations nucléaires
CPP	Circuit primaire principal de réacteur REP
CSP	Circuit secondaire principal de réacteur REP
DDSC	Direction de la défense et de la sécurité civiles
DGSNR	Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection
DPN	Division production nucléaire d'EDF
DRIRE	Direction régionale de l'industrie, la recherche et l'environnement
DSNR	Division de la sûreté nucléaire et de la radioprotection au sein des DRIRE
EDF	Electricité de France
EPS	Etude probabiliste de sûreté
ESP	Equipement sous pression
GP	Groupe permanent d'experts (GPR = groupe permanent pour les réacteurs)
IGSN	Inspection générale pour la sûreté nucléaire (interne à EDF)
ILL	Institut Max von Laue Paul Langevin
INB	Installation nucléaire de base
INES	Echelle internationale des événements nucléaires
INRA	Association internationale d'Autorités de sûreté
IPS	Important pour la sûreté
IRSN	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
OCDE	Organisation de coopération et de développement économique
OSART	Equipe d'évaluation de la sûreté en exploitation
PC	Poste de commandement (PCD = poste de commandement direction)
PIC	Programme d'investigation complémentaire
PTD	Palier technique documentaire
PPI	Plan particulier d'intervention
PUI	Plan d'urgence interne
RCC	Règles de conception et de construction
REP	Réacteur nucléaire à eau sous pression
REX	Retour d'expérience
RFS	Règle fondamentale de sûreté
RGE	Règles générales d'exploitation
SDDN	Secrétariat général de la défense nationale
STE	Spécifications techniques d'exploitation
UE	Union européenne
VD'n'	Visite décennale n° 'n' d'un REP
WENRA	Association des Autorités de sûreté de l'Europe de l'Ouest
WANO	Association internationale des exploitants nucléaires