

# FRANCE

## Convention sur la sûreté nucléaire

Quatrième rapport national  
établi en vue de la réunion d'examen de 2008

INTRODUCTION .....	7
1. Introduction générale .....	7
1.1 Objet du rapport .....	7
1.2 Installations concernées .....	7
1.3 Auteurs du rapport .....	7
1.4 Structure du rapport .....	7
1.5 Publication du rapport .....	8
2. Principales évolutions depuis le 3 <sup>ème</sup> rapport de la France .....	9
2.1 Evolution du contrôle de la sûreté nucléaire en 2006 .....	9
2.2 Evolution du contenu du quatrième rapport par rapport au troisième .....	9
2.3 Questions d'actualité de sûreté en France en 2007 .....	9
3. Politique nationale en matière nucléaire .....	15
3.1 Politique générale .....	15
3.2 Les centrales électronucléaires .....	15
3.3 Les réacteurs de recherche .....	16
3.4 Le cadre réglementaire .....	16
A. DISPOSITIONS GENERALES .....	19
4. Article 4 : Mesures d'application .....	19
5. Article 5 : Présentation de rapports.....	19
6. Article 6 : Installations nucléaires existantes.....	19
6.1 Les installations nucléaires en France .....	19
6.2 Les évaluations de sûreté .....	19
6.3 Les principales améliorations de sûreté pour les réacteurs électronucléaires .....	20
6.4 Les principales améliorations de sûreté pour les réacteurs de recherche .....	24
B. LEGISLATION ET REGLEMENTATION .....	27
7. Article 7 : Cadre législatif et réglementaire.....	27
7.1 Le cadre législatif et réglementaire .....	27
7.2 La réglementation des INB .....	29
7.3 Le contrôle des INB .....	33
8. Article 8 : Organisme de réglementation .....	43
8.1 L'autorité de sûreté nucléaire (ASN).....	43
8.2 Le Parlement .....	50
8.3 Le gouvernement .....	51
9. Article 9 : Responsabilité du titulaire d'une autorisation .....	53
C. CONSIDERATIONS GENERALES DE SURETE .....	55
10. Article 10 : Priorité à la sûreté .....	55
10.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté .....	55
10.2 Mesures prises pour les réacteurs électronucléaires .....	55
10.3 Mesures prises pour les réacteurs de recherche .....	58
10.4 Analyse de l'Autorité de sûreté .....	59
11. Article 11 : Ressources financières et humaines .....	61
11.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté .....	61
11.2 Ressources affectées à la sûreté des réacteurs électronucléaires .....	61
11.3 Ressources affectées à la sûreté des réacteurs de recherche .....	63
11.4 Analyse par l'Autorité de sûreté .....	64
12. Article 12 : Facteurs humains.....	67
12.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté .....	67

Table des matières

12.2 Dispositions prises concernant le facteur humain pour les réacteurs électronucléaires	68
12.3 Dispositions prises concernant les facteurs humains pour les réacteurs de recherche	70
12.4 Analyse de l'Autorité de sûreté	71
13. Article 13 : Assurance de la qualité	75
13.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté	75
13.2 Politique et programme d'assurance de la qualité pour les réacteurs électronucléaires	75
13.3 Politique et programme d'assurance de la qualité pour les réacteurs de recherche	78
13.4 L'analyse de l'Autorité de sûreté	79
14. Article 14 : Evaluation et vérification de la sûreté	83
14.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté	83
14.2 Evaluations et vérifications de sûreté réalisées pour les réacteurs électronucléaires	86
14.3 Evaluations et vérifications de sûreté réalisées pour les réacteurs de recherche	88
14.4 L'analyse de l'Autorité de sûreté	90
15. Article 15 : Radioprotection	93
15.1 Réglementation et demandes de l'ASN	93
15.2 Mesures prises en radioprotection pour les réacteurs électronucléaires	98
15.3 Mesures prises en radioprotection pour les réacteurs de recherche	102
15.4 La surveillance réglementaire en radioprotection	104
15.5 Bilan de la surveillance et des contrôles réglementaires	106
16. Article 16 : Organisation pour les cas d'urgence	107
16.1 L'organisation générale pour les cas d'urgence	107
16.2 Le rôle et l'organisation de l'ASN	110
16.3 Le rôle et l'organisation des exploitants de réacteurs	114
16.4 Les exercices de crise	120
16.5 Evolution de la gestion de la crise nucléaire	123
D. SURETE DES INSTALLATIONS	127
17. Article 17 : Choix de site	127
17.1 La demande réglementaire	127
17.2 La pratique pendant la période considérée	128
17.3 Analyse de l'Autorité de sûreté	129
18. Article 18 : Conception et construction	131
18.1 Le processus d'autorisation	131
18.2 Présentation des projets actuels	133
18.3 Analyse de l'Autorité de sûreté	135
19. Article 19 : Exploitation	139
19.1 Processus d'autorisation et réglementation	139
19.2 Mesures prises pour les réacteurs électronucléaires	144
19.3 Mesures prises pour les réacteurs de recherche	154
19.4 Analyse par l'ASN de l'exploitation des réacteurs nucléaires	156
19.5 Revue de la sûreté en exploitation par les organismes internationaux	163
20 Activités prévues pour améliorer la sûreté	167
20.1 Mesures nationales	167
20.2 Mesures de coopération internationale	169
ANNEXE 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France	179
1.1 Localisation des réacteurs nucléaires	179
1.2 Liste des réacteurs électronucléaires	180
1.3 Liste des réacteurs nucléaires de recherche	184
Annexe 2 - Principaux textes législatifs et réglementaires	185

## Table des matières

2.1 Lois et règlements .....	185
2.2 Règles fondamentales de sûreté .....	185
2.3 Plan indicatif des rapports de sûreté (préliminaire, provisoire, définitif) .....	188
Annexe 3 - Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires .....	191
3.1 Organisation d'EDF .....	191
3.2 Organisation du CEA .....	194
3.3 Organisation de l'ILL .....	195
Annexe 4 - Surveillance de l'environnement .....	197
4.1 Nature de la surveillance des rejets des centrales nucléaires (sur la base des autorisations les plus récentes accordées par l'ASN) .....	197
4.2 Nature de la surveillance de l'environnement autour des centrales nucléaires .....	199
4.3 Surveillance de l'exposition de la population et de l'environnement, quelques illustrations .....	200
4.4 Bilan des rejets des centrales nucléaires au cours des dix dernières années .....	201
Annexe 5 - Bibliographie .....	203
5.1 Documents .....	203
5.2 Sites Internet .....	203
Annexe 6 - Liste des principales abréviations .....	205



## **INTRODUCTION**

### **1. Introduction générale**

#### **1.1 Objet du rapport**

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

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

Ce rapport, le quatrième, 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, la France a décidé de présenter aussi, dans ce quatrième rapport, comme elle l'avait fait dans le troisième, les mesures prises pour 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 produit également de l'électricité. Ensuite, dans le cadre des rapports pour la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs, à laquelle la France est partie, il a été rendu compte des mesures prises dans ces domaines respectifs pour les réacteurs de recherche. Enfin, le Conseil des Gouverneurs de l'AIEA, où siège la France, a approuvé en mars 2004 le Code de conduite sur la sûreté des réacteurs de recherche, lequel reprend la plupart des stipulations de la présente Convention.

#### **1.3 Auteurs du rapport**

Ce rapport a été établi par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), qui a joué le rôle de coordinateur, avec des contributions, d'une part, de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire 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 2007 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 trois 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, une structure en trois parties est adoptée : d'abord une description de la réglementation par l'Autorité réglementaire, ensuite une présentation

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

Ce rapport est structuré selon les principes directeurs concernant les rapports nationaux, révisés lors de la réunion 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 troisième 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 relative 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'ASN 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'ASN ([www.asn.fr](http://www.asn.fr))

## **2. Principales évolutions depuis le 3<sup>ème</sup> rapport de la France**

### **2.1 Evolution du contrôle de la sûreté nucléaire en 2006**

Depuis la dernière réunion d'examen, la loi du 13 juin 2006 relative à la « transparence et à la sécurité en matière nucléaire » a donné un socle législatif au contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France : elle a introduit un régime de sanction adéquat et a transformé l'ASN en autorité administrative indépendante du gouvernement. L'ensemble des personnels de l'ancienne ASN y ont été transférés. Dans un premier temps, ceci se traduit par une relative continuité, mais on peut prévoir des évolutions importantes dans les prochaines années. La description du cadre législatif et réglementaire au chapitre 7, et de l'organisme de réglementation chapitre 8, présentent donc la nouvelle situation en vigueur.

### **2.2 Evolution du contenu du quatrième rapport par rapport au troisième**

Pour la rédaction du présent rapport, le parti a été pris d'adopter la même organisation des chapitres que pour le précédent, les paragraphes qui avaient soulevé des questions lors de l'examen du troisième rapport incluant ici les réponses à ces questions. Par ailleurs, dans ce rapport comme dans le précédent, la France rend compte, sur une base volontaire, des mesures prises pour assurer la sûreté des réacteurs de recherche, même s'ils ne sont pas destinés à produire de l'électricité. 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 troisième rapport. Le chapitre 3 a été mis à jour en ce qui concerne le cadre réglementaire. Les chapitres 4 et 5 sont inchangés. Le chapitre 6, consacré aux principales mesures prises pour améliorer la sûreté des réacteurs en France, a été mis à jour.

Le chapitre 7, consacré à la législation et la réglementation en sûreté, ainsi que le chapitre 8, consacré à l'organisme de réglementation, ont été entièrement réécrits pour présenter la loi du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire et les conséquences qui en résultent sur la réglementation ainsi que sur l'Autorité de sûreté nucléaire. En outre, le chapitre 8 rend compte de la mission IRRS accueillie par l'ASN en novembre 2006. Le chapitre 9 a, lui aussi, été modifié pour tenir compte de la nouvelle loi.

Les chapitres 10 à 20 consistent en une mise à jour des mêmes chapitres du troisième rapport.

### **2.3 Questions d'actualité de sûreté en France en 2007**

Depuis la réunion d'examen du précédent rapport (avril 2005), la France n'a pas connu d'événement majeur touchant la sûreté nucléaire. Deux incidents, génériques, sur les réacteurs électronucléaires ont été classés au niveau 2 de l'échelle INES depuis cette réunion. Ces années ont vu l'ASN poursuivre ses efforts pour identifier les enjeux à long terme de sûreté nucléaire et de radioprotection et développer des actions permettant d'y répondre, principalement sur les points 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 a modifié en profondeur le marché de l'électricité en France en particulier en mettant EDF en situation de concurrence pour la production et la fourniture d'électricité. EDF a par ailleurs connu en 2004 un changement de statut en devenant une société anonyme. Fin 2005, l'entreprise a ouvert son capital, l'État restant actionnaire à hauteur de 86 %. La loi précise que celui-ci ne peut détenir moins de 70 % du capital et des droits de vote.



La préoccupation de la maîtrise des coûts est aujourd'hui plus affirmée par l'exploitant dans son dialogue avec l'ASN. L'ASN a adapté son contrôle à ce nouveau contexte, en développant ses actions selon trois axes.

Le premier axe concerne les outils de suivi développés pour repérer de manière précoce d'éventuelles dérives ainsi que le renforcement du contrôle par la mise en œuvre, en 2006, d'inspections sur le thème « sûreté et compétitivité » qui se sont notamment intéressées aux processus d'arbitrages budgétaires chez l'exploitant. En complément, l'ASN a demandé à son appui technique, l'IRSN, d'examiner le système de management de la sûreté d'EDF dans un contexte de compétitivité ; cet examen fera l'objet en 2008 d'une réunion du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR). Le deuxième axe de travail concerne la mise en place d'un dialogue plus franc et responsable avec EDF sur ses enjeux économiques, utilisant notamment les analyses qui mettent en regard le coût et le bénéfice tiré pour la sûreté. Le troisième axe consiste à développer les échanges internationaux, notamment au sein de l'association WENRA, pour harmoniser les exigences de sûreté, 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 proviennent, pour une large part, du budget de l'Etat, lequel s'inscrit dans un contexte contraint. L'ASN doit veiller à ce que ces 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'importance des facteurs humains et organisationnels**

L'homme et les organisations sont des facteurs fondamentaux de la sûreté et de la radioprotection. Si 80% des incidents sur les réacteurs en exploitation ont au moins une cause directement liée aux facteurs organisationnels et humains (FOH), il faut souligner que, au cours de l'exploitation quotidienne, les hommes et les organisations apportent une contribution positive déterminante à la sûreté des installations. Les organisations ont un rôle crucial à jouer pour créer et garantir les conditions favorables à l'amélioration de la performance humaine et renforcer les lignes de défense humaines et organisationnelles à tous les stades de la vie des installations.

L'ASN contrôle, notamment lors d'inspections, les dispositions mises en place par les exploitants, en particulier pour ce qui concerne la formation et le management des compétences du personnel, la définition et le fonctionnement des organisations, la prise en compte des aspects humains dans l'analyse du retour d'expérience et le management de la sûreté.

Ce contrôle s'exerce dès la conception d'une nouvelle installation. En 2004, l'ASN a procédé, avec son appui technique, à l'évaluation de la conduite informatisée du projet EPR. De même, le projet de réacteur de recherche Jules Horowitz est examiné sous l'angle des FOH.

Il porte aussi sur les modifications importantes pour la sûreté apportées par l'exploitant sur une installation déjà existante. Ainsi, l'ASN a examiné en 2004, avec l'IRSN, la méthodologie adoptée par EDF pour intégrer les FOH dans la réalisation de modifications techniques et documentaires dans ses centrales nucléaires. De même, à la demande de l'ASN, les études effectuées pour le réexamen de sûreté de la maquette critique Masurca du CEA prennent en compte les FOH.

Il porte enfin sur l'exploitation. Les inspections conduites en 2006 ont examiné l'organisation et les moyens mis en place, les actions d'amélioration menées vis-à-vis de la dimension individuelle de l'exploitation (compétences, environnement de travail et outils, performance humaine) et collective (communication opérationnelle, interfaces entre équipes ou services) et l'intégration des FOH dans l'analyse du retour d'expérience.

L'ASN considère que les FOH peuvent être une source d'amélioration de la sûreté et elle prévoit de continuer à développer ses actions de contrôle dans ce domaine.

### 2.3.3 Les autorisations internes

Certaines opérations d'exploitation sur les réacteurs sont soumises à l'autorisation préalable de l'ASN ; cette procédure a été imposée à l'exploitant dans certains cas à la suite d'incidents significatifs antérieurs. L'ASN considère toutefois qu'un tel régime doit rester limité aux cas qui le nécessitent pour respecter le principe de responsabilité première de l'exploitant en matière de sûreté nucléaire. L'ASN a décidé d'autoriser la mise en place de systèmes d'« autorisations internes », répondant à des critères de qualité, à la place de certaines autorisations antérieurement délivrées par l'ASN. Ce système donne la possibilité à l'exploitant de réaliser, sans demander une autorisation préalable à l'ASN, des opérations qui ne remettent pas en cause la démonstration de sûreté. L'ASN a vérifié par des inspections qu'ils fonctionnent correctement. Leur champ, encore restreint, pourrait être étendu en 2007.

### 2.3.4 Le réexamen de sûreté et le contrôle du vieillissement des réacteurs électronucléaires

Sur le plan strictement réglementaire, il n'y a pas en France de limitation dans le temps à l'autorisation d'exploiter une centrale nucléaire. Par contre, l'exploitant est tenu de procéder tous les dix ans à un réexamen de sûreté de chaque installation nucléaire. Les réexamens de sûreté ont deux objectifs principaux :

- le premier consiste à comparer le niveau de sûreté des installations à leur référentiel initial afin d'identifier les dégradations survenues au cours du temps, ainsi que les défauts ou faiblesses de l'analyse de sûreté. Il s'agit de l'examen de conformité ;
- le second consiste à comparer la sûreté des installations aux standards les plus récents pour identifier les modifications susceptibles d'améliorer le niveau de sûreté et établir un nouveau « référentiel de sûreté ». Ces améliorations de sûreté sont notamment mises en œuvre au cours des arrêts de réacteurs pour visite décennale.

L'intégration des modifications découlant du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe pour leurs 20 ans, qui a débuté en 1990, s'est poursuivie en 2006 et s'achèvera en 2010.

L'ASN a consulté à la fin de l'année 2004 et au premier semestre 2005 le GPR sur les orientations du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe pour leurs trente ans. L'intégration des modifications découlant de ce réexamen est prévue de 2009 à 2020.

A l'issue du réexamen de sûreté des réacteurs de 1300 MWe pour leurs vingt ans, l'ASN s'est prononcée favorablement, sur la poursuite de l'exploitation des réacteurs de 1300 MWe jusqu'à leur troisième visite décennale. L'intégration des modifications découlant de ce réexamen a débuté et se poursuivra jusqu'en 2014.

### 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 en 1999, à titre d'évaluation prospective, qu'EDF apporte, en liaison avec les industriels du cycle du combustible, les éléments concernant la compatibilité entre les évolutions des caractéristiques des combustibles ou de la gestion des combustibles irradiés et les installations du cycle. Elle a complété et précisé sa demande en 2006.

Les éléments fournis et examinés apportent une clarification appréciable du fonctionnement du cycle du combustible et des enjeux de sûreté et permettent, en particulier, d'identifier les limites techniques

et réglementaires que les évolutions dans les gestions du combustible pourront conduire à modifier, dès lors que les justifications adéquates seront apportées.

Afin de maintenir une vision globale du cycle du combustible, l'ASN a demandé à EDF de mettre à jour ces éléments périodiquement.

L'ASN entend notamment prévenir une saturation des capacités d'entreposage dans les centrales nucléaires telle que constatée dans d'autres pays et éviter l'utilisation par les exploitants, comme palliatif, d'installations anciennes dont le cadre réglementaire et technique d'autorisation est moins strict.

### **2.3.6 Les projets de nouveaux réacteurs et le contrôle de la construction**

En raison de l'âge des réacteurs de recherche actuellement en service en Europe et de leur mise à l'arrêt à court ou moyen terme, le CEA, soutenu par plusieurs partenaires européens, a jugé nécessaire la construction d'un nouveau réacteur dédié à l'irradiation, le Réacteur Jules Horowitz (RJH). La demande d'autorisation de création a été déposée en mars 2006. A la demande de l'ASN, le GPR se prononcera sur le rapport préliminaire de sûreté de cette installation.

En ce qui concerne les réacteurs électronucléaires, les Autorités de sûreté nucléaire française et allemande avaient conjointement fixé, en 1993, des objectifs de sûreté renforcés pour le projet de réacteur EPR (European Pressurized water Reactor). Le 28 septembre 2004, les pouvoirs publics français ont indiqué à EDF qu'ils considéraient que les options de sûreté retenues satisfaisaient à l'objectif d'amélioration de la sûreté par rapport aux réacteurs actuels. A l'issue des conclusions du débat public national, qui s'est déroulé du 19 octobre 2005 au 18 février 2006, EDF a déposé, le 9 mai 2006, la demande d'autorisation de création d'un réacteur EPR à Flamanville. Le 16 février 2007, l'ASN a remis au gouvernement un avis favorable sur cette demande. Le décret d'autorisation a été signé le 10 avril 2007.

Le projet EPR est une occasion d'harmoniser les approches de sûreté entre différents pays. Dès l'origine, les Autorités de sûreté nucléaire française et allemande ont travaillé en étroite coopération pour déterminer les exigences de sûreté du projet et examiner les options de conception proposées. A la suite de l'autorisation par le gouvernement finlandais, début 2005, de la construction d'un réacteur EPR par l'entreprise TVO, les Autorités de sûreté nucléaire finlandaise et française ont renforcé leur collaboration sur ce sujet. Enfin, l'Autorité de sûreté nucléaire américaine, engagée depuis 2006 dans l'évaluation de la conception du réacteur EPR, a souhaité mettre à profit le travail réalisé par l'ASN ; un protocole a été signé en juin 2006 entre les deux Autorités de sûreté et la coopération a démarré, dans le cadre plus général du MDEP (Multinational Design Evaluation Program).

### **2.3.7 Le risque de colmatage des filtres des puisards de recirculation**

En cas d'accident de rupture de tuyauterie sur le circuit primaire à l'intérieur du bâtiment du réacteur, les systèmes d'injection de sécurité (RIS) et d'aspersion dans l'enceinte (EAS) sont automatiquement mis en service pour refroidir le cœur du réacteur. Les pompes de ces circuits aspirent dans un premier temps l'eau d'un réservoir dit PTR. Puis, lorsque ce réservoir est vide, elles sont connectées aux puisards du bâtiment du réacteur, où est recueillie l'eau pulvérisée par le système EAS, ainsi que l'eau qui s'échappe du circuit primaire.

Des études ont montré que, dans certaines situations accidentelles très improbables de brèche importante sur le circuit primaire, le colmatage des filtres des puisards ne pouvait être exclu, mais qu'il pouvait être écarté pour des brèches moins importantes. Tous les réacteurs nucléaires français étaient concernés à divers degrés, les plus anciens apparaissant les plus sensibles à ce phénomène, car ils disposent de surfaces de filtration plus faibles. Compte tenu de son impact potentiel sur la sûreté des installations, cette anomalie avait été classée au niveau 2 de l'échelle INES en 2003.

Pour remédier à cette anomalie, EDF a décidé de remplacer les filtres des puisards pour augmenter de façon significative les surfaces de filtration. Cette modification a été réalisée sur trois réacteurs de 900 MWe en 2005 et sur douze réacteurs en 2006 ; elle le sera avant la fin de 2009 sur l'ensemble des réacteurs.

Par ailleurs, l'ASN a demandé à EDF de prendre toutes les dispositions afin de « pratiquement éliminer » le risque de colmatage des prises d'eau des systèmes d'injection de sécurité, d'aspersion dans l'enceinte de confinement et de refroidissement du récupérateur de cœur fondu sur le réacteur EPR.

### **2.3.8 Les légionelles**

A la suite d'une épidémie de légionellose survenue en France fin 2003 près d'une installation industrielle équipée de tours aéroréfrigérantes, la prévention de ce risque sur les centrales nucléaires pourvues de tours semblables a été renforcée. Des échanges techniques avec les autorités sanitaires et EDF ont conduit l'ASN à fixer à EDF, en janvier 2005, les niveaux de concentration en légionelles à ne pas dépasser dans les circuits de refroidissement des centrales nucléaires, ainsi que les exigences en matière de surveillance des installations.

En parallèle, l'ASN a demandé, en 2004, à l'Agence française de sécurité sanitaire de l'environnement et du travail (AFSSET) son avis sur l'évaluation des risques sanitaires et environnementaux liés à la présence de légionelles dans les circuits de refroidissement des centrales nucléaires. Sur la base d'une première expertise de l'AFSSET en avril 2006, l'ASN a demandé à EDF d'approfondir son analyse sur plusieurs points, notamment le renforcement des dispositions de surveillance, les moyens permettant de réduire le développement des légionelles dans les circuits de refroidissement et l'exploitation des résultats d'études épidémiologiques.

### **2.3.9 Le colmatage des générateurs de vapeur**

Les générateurs de vapeur de plusieurs réacteurs du parc de centrales d'EDF sont affectés par un important colmatage de leurs plaques entretoises. Cette anomalie concerne plusieurs réacteurs des paliers 900 MWe et 1300 MWe dont les circuits secondaires sont conditionnés à bas pH. Le colmatage consiste en un remplissage progressif, par des dépôts, des passages aménagés entre les tubes et les plaques entretoises pour la circulation de l'eau.

Cette situation a été mise en évidence au cours des investigations menées à la suite d'une fuite primaire-secondaire importante survenue en février 2006 sur le réacteur de Cruas 4 : une fissure est apparue sur un tube du générateur de vapeur et s'est développée en quelques mois, vraisemblablement par fatigue vibratoire. Le colmatage des plaques entretoises supérieures des générateurs de vapeur est apparu comme le facteur probablement prépondérant dans l'apparition de cette dégradation. Au cours des contrôles qui ont suivi cette découverte, des taux de colmatage importants, jusqu'à 80%, ont été observés sur plusieurs réacteurs sans que cela ait été anticipé. La cinétique d'évolution du phénomène serait de 5 % par an.

Ce phénomène de colmatage a des conséquences importantes pour la sûreté :

- il constitue probablement le paramètre déterminant entraînant l'apparition de vibrations excessives des tubes dans certaines zones des générateurs de vapeur qui peuvent elles-mêmes conduire au développement rapide de fissures. EDF a bouché préventivement une zone de 58 tubes,
- il induit des efforts mécaniques importants sur les internes des générateurs de vapeur, notamment dans certaines situations incidentelles,
- il entraîne une diminution du taux de circulation de l'eau dans les générateurs de vapeur et donc, pour un niveau d'eau donné, une réduction de l'inventaire en eau disponible à l'intérieur

du générateur de vapeur. Des phénomènes d'oscillations peuvent apparaître dans les générateurs de vapeur.

L'ASN a demandé à EDF d'approfondir ses études pour mieux connaître les taux de colmatage et les conséquences de ce phénomène. Pour les tranches présentant les taux les plus élevés, EDF prévoit de mettre en œuvre un procédé de lessivage chimique des générateurs de vapeur. Cette intervention, par ses aspects environnementaux et ses impacts potentiels sur les équipements, nécessite une autorisation de l'ASN. L'ASN a demandé à EDF d'optimiser le procédé de lessivage chimique pour limiter au maximum ses conséquences.

A plus long terme, EDF envisage de modifier les conditions d'exploitation des tranches afin de limiter l'apparition du phénomène de colmatage

### 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 de l'Ecologie, du Développement et de l'Aménagement durables.

Le gouvernement définit par décret ou par arrêté la réglementation générale s'appliquant aux activités nucléaires. Il prend les décisions individuelles majeures, en nombre limité, concernant les grandes installations nucléaires, notamment les autorisations de création et de démantèlement.

Le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection assuré par l'ASN est décrit 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 Superphénix, 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 (REP), qui ont été couplés au réseau entre 1977 et 1999 et sont tous en service.

En 2006 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 (REP), pour un total de 58 réacteurs construits par le même fournisseur, Framatome, aujourd'hui AREVA-NP. On distingue habituellement (voir la carte de localisation en annexe 1) :

- parmi les 34 réacteurs de 900 MWe :
  - le palier CP0, constitué des 2 réacteurs de Fessenheim et des 4 réacteurs du Bugey (réacteurs 2 à 5),
  - le palier CPY, constitué des autres réacteurs de 900 MWe, qu'on peut subdiviser en CP1 (18 réacteurs à Dampierre, Gravelines, 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 4 réacteurs de 1450 MWe: 2 sur le site de Chooz et 2 sur le site de Civaux.

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

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 du palier CP0 (réacteurs du Bugey et de Fessenheim).

Des modifications importantes par rapport au palier CPY ont été apportées dans la conception des circuits et des systèmes de protection du cœur des réacteurs de 1300 MWe et dans celle des bâtiments qui les abritent. L'augmentation de puissance se traduit par un circuit primaire à quatre générateurs de vapeur, donc de capacité de refroidissement plus élevée que sur les réacteurs de 900 MWe équipés de trois générateurs de vapeur. Par ailleurs, l'enceinte de confinement du réacteur comporte une double paroi en béton au lieu d'une seule paroi doublée d'une peau d'étanchéité en acier comme sur le palier 900 MWe. Les réacteurs du palier P4 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 kWth et 350 MWth, 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 de 563 MWth, il fonctionne depuis 1993 à une puissance de 350 MWth.

Parmi les autres réacteurs de recherche, 9 sont exploités par le CEA sur ses centres de Cadarache et de Saclay. Le Réacteur à haut flux (RHF) de l'Institut Laue-Langevin (ILL) (voir annexe A.3.3) est situé près du Centre CEA de Grenoble.

### **3.4 Le cadre réglementaire**

Avant 1963 le contrôle de la sûreté des réacteurs nucléaires, lesquels étaient liés à la recherche, était assuré par le CEA.

En 1963, peu avant la mise en service industrielle du premier réacteur nucléaire destiné à la production d'énergie électrique, est paru le décret qui a organisé jusqu'en 2006 le contrôle de la sûreté nucléaire en France. A la même date a aussi été créée une Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CINB) qui devait 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.

En 1973 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, en 1966 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 pouvait présenter un risque pour la santé de la population ou celle des travailleurs et de contrôler l'observation des prescriptions réglementaires de radioprotection.

En février 2002 la DSIN a été remplacée par la Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection qui, avec le 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, était en charge du contrôle 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) étaient regroupés en une seule entité en charge de l'expertise et de la recherche: l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN).

La loi du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire rénove en profondeur le cadre législatif applicable aux activités nucléaires et à leur contrôle. Elle énonce le principe fondamental de la responsabilité première de l'exploitant en ce qui concerne la sûreté de son installation. Elle confirme que quatre grands principes s'appliquent aux activités nucléaires : principe de prévention, principe de précaution, principe du pollueur-payeur, principe de participation du public. Elle réaffirme aussi les grands principes en matière de radioprotection : justification, optimisation et limitation.

La loi crée une Autorité de sûreté nucléaire, autorité administrative indépendante chargée du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection ainsi que de l'information du public dans ces domaines. L'ASN est dirigée par un collège de cinq commissaires nommés pour six ans ; elle rend compte au Parlement, auquel elle transmet son rapport annuel.

La législation française est à présent parmi les plus complètes au monde.





## **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 prises par la France pour remplir 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 quatrième rapport de la France présenté pour examen en vertu de l'article 5 de la Convention.

### **6. Article 6 : Installations nucléaires existantes**

*Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que la sûreté des installations nucléaires qui existent au moment où la présente Convention entre en vigueur à son égard soit examinée dès que possible. Lorsque cela est nécessaire dans le cadre de la présente Convention, la Partie contractante fait en sorte que toutes les améliorations qui peuvent raisonnablement être apportées le soient de façon urgente en vue de renforcer la sûreté de l'installation nucléaire. Si un tel renforcement n'est pas réalisable, il convient de programmer l'arrêt de l'installation nucléaire dès que cela est possible en pratique. Pour l'échéancier de mise à l'arrêt, il peut être tenu compte de l'ensemble du contexte énergétique et des solutions de remplacement possibles, ainsi que des conséquences sociales, environnementales et économiques.*

#### **6.1 Les installations nucléaires en France**

Les 58 réacteurs à eau sous pression (REP) qui servent à produire de l'électricité, ainsi que le réacteur EPR en construction, 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. La liste des réacteurs nucléaires français en exploitation, réacteurs de puissance et réacteurs de recherche, ainsi qu'une carte indiquant leur localisation, sont présentées 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... Ces lots sont généralement mis en œuvre lors des visites décennales de manière à réduire l'incidence sur la disponibilité. Sur la période 2004-2006, les principaux projets ont concerné les 34 tranches 900 MWe (3<sup>e</sup> décennale) et les 4 tranches 1450 MWe (1<sup>e</sup> décennale).

##### **6.3.1.1 Troisièmes visites décennales des tranches 900 MWe (VD3)**

La définition du périmètre du réexamen de sûreté des tranches 900 MWe s'est appuyée sur le retour d'expérience national et international et une comparaison avec les modèles de réacteurs les plus récents, y compris le projet de réacteur EPR. L'objectif visé pour ces troisièmes visites décennales est d'atteindre 40 ans en préservant, à titre conservatoire, la possibilité au moment venu, de porter la durée de vie au-delà moyennant la mise en œuvre de dispositions appropriées. En 2003, l'ASN a validé les grandes lignes du programme de réexamen proposé par EDF et demandé quelques évolutions. A mi- 2005, après un examen des différents thèmes du réexamen par le GPR, EDF a présenté à l'ASN le résultat des études de vérification et la liste des modifications à réaliser (évolutions documentaires, modifications matérielles et d'exploitation). Parmi les principales évolutions consécutives à la prise en compte du référentiel de sûreté VD3 900, on peut citer :

- Renforcement de la tenue sismique, les travaux concernent principalement le site de Bugey.
- Amélioration de la prise en compte du risque induit par les gaz explosifs (hydrogène principalement). Les locaux à risque d'atmosphère explosive ont été équipés de détecteurs hydrogène et/ou de matériel anti-déflagrant.
- Renforcement de la robustesse des sites aux agressions externe d'origine naturelle, essentiellement par une amélioration de la fiabilité des diesels sur le long terme.
- Prise en compte des risques de vidange rapide des piscines de stockage du combustible usé. Les modifications qui seront mises en œuvre ont pour objectif d'augmenter le délai opérateur disponible pour la remise en position sûre des assemblages combustibles en cours de manutention : arrêt automatique des pompes piscine sur très bas niveau et mesure de la vitesse de vidange.
- Amélioration de la gestion des accidents graves notamment par la fiabilisation du dispositif de dépressurisation du circuit primaire avec les soupapes du pressuriseur, même en cas d'accidents graves générés par une situation de perte des alimentations électriques.
- Ainsi qu'un ensemble de modifications visant à réduire la dosimétrie des intervenants, améliorer les performances de la tranche, et répondre à l'obsolescence des matériels de contrôle-commande pour la rénovation de certains matériels ne pouvant atteindre les 40 ans.

### **6.3.1.2 Deuxième visite décennale des tranches 1300 MWe (VD2)**

Le premier arrêt VD 2 1300 qui intègre les conclusions du réexamen a été celui de PALUEL 2 en 2005. Le retour d'expérience de cette tranche tête de série a permis de valider le lot de modifications pour l'ensemble du palier.

### **6.3.1.3 Premières visites décennales des tranches 1450 MWe (VD1)**

Compte tenu du caractère récent de l'approbation du référentiel de ces tranches, correspondant à la mise en service de la tranche de Civaux 2 en 2005, il a été retenu d'axer le contenu du réexamen de sûreté sur une mise en conformité du palier vis-à-vis des évolutions de référentiel survenues depuis le couplage des tranches et non intégrées au rapport de sûreté initial.

Les conclusions des réexamens de sûreté VD2 1300 et VD3 900 transposables ont également été intégrées à cette réévaluation de sûreté. L'intégration par lot de modifications est prévue en mars 2009 sur Chooz B2, tranche tête de série. Le déploiement sur l'ensemble des tranches N4 est prévu jusqu'en 2012.

PARMI LES MODIFICATIONS SPECIFIQUES AU PALIER N4, ON PEUT CITER LES MODIFICATIONS VISANT A :

- Achever les mises à niveau matérielles liées à la qualification aux conditions d'ambiance post-accidentelle.
- Fiabiliser le déclenchement des groupes moto pompes primaires en cas d'ambiance dégradée ainsi que la modification consistant à classer sismique le circuit de refroidissement des mécanismes de commande de grappes.
- Prendre en compte le retour d'expérience d'une modification matérielle concernant les positionneurs et convertisseurs électro-pneumatiques des vannes de décharge à l'atmosphère.
- Réduire la probabilité d'endommagement du combustible en agissant sur les séquences mises en évidence par les EPS.

MODIFICATIONS MISES EN ŒUVRE SUITE AU RETOUR D'EXPERIENCE SUR L'ENSEMBLE DES PALIERS

A la suite d'événements survenus sur le parc en exploitation, des modifications ont été engagées selon des plannings de mise en œuvre courts. Ainsi parmi les principales :

- Début 2006, des modifications ont été apportées sur l'ensemble des pompes d'injection de sécurité et d'aspersion enceinte pour les rendre plus robustes aux vibrations dans les phases long terme des accidents.
- Le programme de modifications des filtres des puisards de circulation présenté au paragraphe 2.3.7.

### **6.3.2 Protection contre les agressions externes d'origine climatique**

A la suite de l'inondation du site du Blayais en décembre 1999, EDF s'est engagée dans une démarche de réévaluation et de protection des sites contre les risques d'inondation externe. La réévaluation du risque d'inondation est déterminée selon un dossier propre à chaque site.

La réévaluation du risque d'inondation porte sur :

7. la révision de la cote majorée de sécurité (CMS)<sup>1</sup> ;

---

<sup>1</sup> **CMS** : 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 majorés de 15%, pour les sites fluviaux, et un coefficient de marée de 120 couplé à un vent de 120 km/h pour les sites côtiers.

- 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.

A partir de ces études EDF a défini lorsque nécessaire des dispositifs de protection complémentaires. Trois sites sont concernés et trois autres sites sont en cours d'étude d'ici fin 2007.

Pour l'ensemble des sites, les dispositions de protection adoptées sont les suivantes : travaux d'étanchéité des structures en sous-sol (réalisés avant 2008), mise en œuvre de procédures d'alerte et de conduite adaptées, mise en place d'une organisation de crise locale et nationale.

La mise en œuvre de la méthodologie définie en 2001 et la suffisance des dispositions de protection ont reçu un avis favorable du GPR les 21 et 22 mars 2007. Des compléments sont en cours d'instruction pour prendre en compte le retour d'expérience d'un incident d'inondation en salle des machines par le circuit d'eau de circulation survenu sur un site.

Au cours de l'été 2003, l'ensemble du territoire français a été soumis à des conditions de températures exceptionnellement élevées. Un autre épisode chaud s'est produit à l'été 2006. Ces conditions caniculaires se sont traduites par des températures élevées de l'air, par des températures élevées de la source froide et, en fin de saison, par de faibles débits des cours d'eau. Ces paramètres influencent la performance des auxiliaires de sûreté (ventilations et source froide de sûreté), mais aussi des auxiliaires de production d'énergie (alternateur, condenseur) et les conditions de rejets thermiques.

Dans un premier temps, fin 2003 et en 2004, EDF a engagé des actions correctives à court terme pour traiter les vulnérabilités les plus sensibles identifiées lors de la canicule de l'été 2003 : mise en œuvre de procédures d'alerte et de conduite adaptées, mise en place d'une organisation de crise locale et nationale (effectives sur tous les sites), complétées par des dispositions matérielles telles qu'utilisation de groupes froids complémentaires (chaque année depuis 2004) et renforcement de la capacité d'échange des sources froides de sûreté des sites les plus sensibles.

A plus long terme, la robustesse des tranches aux conditions de températures élevées fait l'objet d'une réévaluation selon la même démarche que celle décrite ci-dessus pour le risque d'inondation externe : élaboration d'un référentiel de sûreté à partir d'une caractérisation des aléas tenant compte des évolutions climatiques, puis étude des dispositions de protections complémentaires requises pour que les installations résistent à ces aléas. Elle concerne les trois paliers et sera conduite d'ici fin 2008, pour un déploiement sur les sites à partir de 2010.

### **6.3.3 Protection contre les séismes**

La révision des modalités de prise en compte des mouvements sismiques a conduit à un programme d'étude sur tous les paliers qui a conclu à la nécessité de réaliser des travaux de renforcement sur certains ouvrages de génie civil et sur des matériels du site de Bugey.

Par ailleurs, la règle de sûreté relative à conception parasismique des ouvrages de génie civil a fait l'objet d'une révision.

### **6.3.4 Protection de l'environnement**

L'arrêté interministériel du 31 décembre 1999 modifié en janvier 2006 fixe les prescriptions générales que doivent respecter les installations nucléaires de base (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. Des travaux importants ont été réalisés sur les installations et tous les CNPE ont atteint l'état de conformité requis par ces textes à l'échéance du 15 février 2006.

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, et toutes les unités de la DPN sont certifiées depuis 2004. Ce certificat a été reconduit en juillet 2006, selon la version 2004 de la norme.

### **6.3.5 Protection contre l'incendie**

En matière de sûreté nucléaire, l'incendie est considéré par EDF comme l'événement le plus probable pouvant initier un accident nucléaire, c'est à dire l'impossibilité de refroidir le combustible nucléaire conduisant à l'endommagement du cœur.

Dans le cadre des réflexions menées en 1992 sur l'évolution de la protection incendie des REP en exploitation, EDF s'est engagée dans une démarche de réévaluation globale de la protection contre l'incendie. Cette démarche s'est traduite par l'élaboration d'un nouveau référentiel de conception et d'exploitation, puis la mise à niveau des tranches vis à vis de ce nouveau référentiel dans le cadre d'un Plan d'Actions Incendie (PAI). Ce plan repose principalement sur la sectorisation des locaux. Sa mise en œuvre a été achevée fin 2006 sur l'ensemble des réacteurs 900 MWe et 1300 MWe, les tranches du palier 1450 MWe ayant intégré ce nouveau référentiel dès la construction.

Au-delà de ces travaux, l'ASN a également demandé à EDF, dans le cadre du 3ème réexamen de sûreté décennal des réacteurs 900 MWe (puis ultérieurement sur le palier 1300 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.

La prise en compte du risque à la conception a donc été notablement renforcée sur l'ensemble des sites nucléaires. Sous l'angle de l'exploitation, EDF a lancé en complément, dès 2004, un programme d'actions vigoureux destiné :

- à renforcer la prévention en exploitation, et le développement de la culture incendie sur les sites nucléaires ;
- à renforcer l'efficacité de la lutte contre l'incendie : les actions consistent à renforcer l'organisation et les compétences internes, ainsi que l'efficacité de l'intervention des secours externes, pour obtenir un dispositif d'ensemble robuste à tout événement. L'efficacité est évaluée par l'ASN notamment au travers d'un nombre accru d'exercices « incendie » réalisés lors d'inspections, pour certaines inopinées ;
- à améliorer la fiabilité de la détection incendie, et prévenir les risques d'obsolescence ;
- à renforcer la protection des installations dans la partie non nucléaire de l'installation.

Toutes ces dispositions permettent de répondre à l'arrêté du 31 décembre 1999, qui s'applique spécifiquement aux INB. Celui-ci a fait l'objet d'une révision en 2006, pour tenir compte du retour d'expérience d'application et mieux préciser le contenu des études de risque incendie.

### 6.3.6 Maîtrise des risques de criticité

Le retour d'expérience des positionnements d'un assemblage en cuve à un emplacement non conforme au plan de chargement a conduit à définir des modes opératoires limitant les conséquences d'une éventuelle erreur, comme le rechargement « en mode serpent »<sup>2</sup>, et des dispositions de contrôle supplémentaires pour en réduire le risque sont désormais mises en œuvre par les CNPE.

En juin 2005, la surveillance de la dilution homogène dans les états d'arrêts pour rechargement et d'arrêts pour intervention a été passée en revue. Les dispositions relatives à la surveillance de la concentration en bore ont été renforcées en arrêt pour rechargement. De nouvelles modalités d'utilisation des chaînes de niveau source (CNS) sur les tranches REP 900 CPY ont été proposées début 2007. Pour les états d'arrêt à froid cœur complet, la concentration en bore dans le réacteur a été augmentée et de nouveaux réglages des seuils des CNS ont été mis en place en octobre 2005.

Un événement survenu en octobre 2004 lors d'une divergence au redémarrage d'un réacteur a conduit EDF à réécrire les procédures de divergence mises à disposition des opérateurs et le programme de formation associé. Tous les sites EDF disposent depuis septembre 2006 des mêmes procédures, fondées sur les meilleures pratiques. L'efficacité de ce nouveau mode opératoire a été contrôlée lors de différentes mises en situation sur simulateur et lors de divergences réelles.

Par ailleurs, deux événements survenus au deuxième semestre 2006 ont mis en évidence des difficultés à maîtriser les très faibles niveaux de puissance du réacteur dans certains transitoires d'exploitation. Ces événements font l'objet d'une analyse approfondie début 2007 afin d'en tirer tous les enseignements, en cohérence avec les recommandations d'une lettre adressée par WANO aux exploitants de réacteurs.

### 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 capacité à gérer une éventuelle vidange rapide de la piscine.

Cet examen a donné lieu à la définition de modifications intégrées aux réexamens décennaux.

## 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 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 MWe).

---

<sup>2</sup> **Le mode « serpent »** : Il consiste en une séquence de chargement des assemblages du cœur par diagonales successives alternées

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 porté sur :

- la réalisation de nombreuses opérations de jouvences destinées à permettre la poursuite de l'exploitation avec un niveau de sûreté et de disponibilité accru de l'installation,
- la mise en place de solutions techniques mitigeant les risques (feu sodium, débattement tuyauteries, redimensionnement mécanique, renforcement sismique des bâtiments),
- des modifications des circuits suite à l'analyse de sûreté,
- la réalisation de contrôles non destructifs au niveau du cœur, des circuits primaires et secondaires, afin de tirer le maximum d'informations sur le comportement et le vieillissement des composants structuraux du cœur et des différents circuits de l'installation et d'en estimer l'impact sur la durée de vie du réacteur.

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

Les conclusions positives du GPR, en octobre 2002, ont conduit l'ASN à autoriser, en janvier 2003, la reprise du fonctionnement à une puissance aux 2/3 de celle du projet (563 MWth) pour une durée limitée à 720 JEPP.

Le 51<sup>ème</sup> cycle de fonctionnement de la centrale a débuté en juin 2003, avec pour objectifs expérimentaux d'assurer, sur une durée de six cycles, un programme d'irradiations relatives à la transmutation et à la gestion des déchets nucléaires et également en support aux études sur les centrales nucléaires du futur.

Le 54<sup>ème</sup> cycle d'irradiation s'est terminé fin mars 2007. Depuis 2003, environ 30 expériences ont été introduites en réacteur, chacune faisant l'objet d'une autorisation par l'ASN.

Les principales améliorations de sûreté depuis 2003 sont :

- la réalisation de travaux importants de sectorisation incendie et de rénovation de la ventilation dans le bâtiment des manutentions où sont réalisées les opérations de démantèlement des assemblages irradiés ;
- la rénovation de la chaîne de santé.

#### **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 trois points génériques suivants font régulièrement l'objet de discussions :

- 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 ;
- les facteurs humains, en particulier sur les domaines relatifs à la conduite des réacteurs et aux opérations de manutention sur le combustible. Les changements de configuration de cœur sur les réacteurs expérimentaux impliquent de multiples manutentions sur le combustible.

Etant donné l'obsolescence de son ancien contrôle-commande, le réacteur ISIS situé sur le Centre de Saclay a mené de 2005 à 2006 une refonte complète de son contrôle-commande. Toutes



les actions, depuis l'intégration des nouveaux matériels jusqu'à la divergence du réacteur, ont été contrôlées par l'ASN avec son appui technique qui a analysé l'ensemble des dossiers présentés par l'exploitant.

Des informations sur les travaux engagés pour ces autres réacteurs de recherches sont aussi 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 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire, dite « loi TSN », qui rénove en profondeur le cadre juridique applicable aux activités nucléaires et à leur contrôle. Cette loi crée une Autorité de sûreté nucléaire (« ASN »), autorité administrative indépendante, chargée du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection ainsi que de l'information du public dans ces domaines. La loi contient des avancées en matière de transparence. Elle prend notamment en compte les enseignements tirés de l'examen des législations étrangères.

Il faut rappeler qu'en 2001, le gouvernement avait déposé le projet de loi TSN à l'Assemblée nationale et l'avait transféré au Sénat au changement de législature en 2002. Au début de l'année 2006, faisant suite au souhait exprimé par le Président de la République, le gouvernement a apporté deux nouveautés à ce projet de loi : la création de l'ASN en tant qu'autorité administrative indépendante et le renforcement significatif des outils de contrôle de la sûreté des grandes installations nucléaires. La loi TSN a été promulguée le 13 juin 2006.

##### **7.1.1 Les grands principes**

La loi confirme que les quatre grands principes en matière de protection de l'environnement s'appliquent aux activités nucléaires : principe de prévention, principe de précaution, principe du pollueur-payeur, principe de participation du public. Elle décline à cet égard la Charte de l'environnement, qui fait aujourd'hui partie de l'acquis constitutionnel. Elle réaffirme aussi les grands principes en matière de radioprotection : principes de justification, d'optimisation et de limitation. Elle énonce le principe fondamental de la responsabilité première de l'exploitant en ce qui concerne la sûreté de son installation, inscrit dans le droit international, d'application quotidienne, et essentiel pour que chacun, exploitant et autorité de contrôle, ait une claire conscience de ses responsabilités.

##### **7.1.2 La création de l'Autorité de sûreté nucléaire**

La loi donne le statut d'autorité administrative indépendante à l'ASN chargée, au sein de l'État, du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection.

Le gouvernement conserve le pouvoir de définir par décret ou par arrêté la réglementation générale s'appliquant aux activités nucléaires. Il prend les décisions individuelles majeures, en nombre limité, concernant les grandes installations nucléaires, notamment les autorisations de création et de démantèlement. Il est responsable de la protection civile en cas de situation d'urgence.

L'ASN est chargée du contrôle des activités nucléaires, les grandes installations nucléaires (« installations nucléaires de base » ou « INB »), les installations nucléaires « de proximité » (installations industrielles, laboratoires de recherche et installations médicales mettant en œuvre des rayonnements ionisants) et les transports de substances radioactives.

L'ASN est obligatoirement consultée sur les projets de décret et arrêté à caractère réglementaire du gouvernement et peut préciser ces textes réglementaires par des décisions à caractère technique. Elle prend les décisions individuelles concernant les activités nucléaires (par exemple l'autorisation de mise en service d'une INB, d'utilisation d'emballages de transport de matières radioactives ou d'utilisation de sources radioactives) ; elle fixe les prescriptions individuelles. Elle assure l'inspection et peut prononcer des sanctions, notamment suspendre le fonctionnement d'une installation. Elle organise la veille permanente en matière de radioprotection (surveillance de l'environnement et de l'exposition des travailleurs notamment). Elle assiste le gouvernement en cas de situation d'urgence.

L'ASN a la responsabilité de contribuer à l'information du public sur la sûreté nucléaire et la radioprotection.

### **7.1.3 La transparence en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection**

Le droit d'accès à l'information concernant la sûreté nucléaire et la radioprotection détenue par les autorités publiques existait déjà en vertu du code de l'environnement. La loi porte l'exigence au-delà en instituant un droit d'accès du public à l'information détenue par les exploitants d'INB ainsi que par les responsables de transports et les détenteurs de matières radioactives. Cette innovation majeure distingue les activités nucléaires des autres activités industrielles qui ne sont pas soumises à une telle obligation de transparence.

La loi impose, par ailleurs, aux exploitants d'INB d'établir chaque année un rapport qui expose les dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, les incidents et accidents déclarés à l'ASN, la nature et les résultats des mesures des rejets radioactifs et non radioactifs de l'installation, la nature et la quantité de déchets radioactifs entreposés sur le site ainsi que les mesures prises pour en limiter le volume et les effets sur la santé et sur l'environnement.

La loi conforte, en leur donnant une base légale, les commissions locales d'information (CLI) qui ont été créées au fil des années autour des grandes installations nucléaires en application d'une circulaire du Premier ministre de 1981. Elle consacre l'implication des collectivités territoriales, notamment des conseils généraux (assemblées élues à la tête des 100 départements français), dans leur fonctionnement. Elle leur donne la possibilité de se constituer en association et pérennise leur financement. Elle prévoit une fédération des CLI pour donner une assise à l'Association nationale des commissions locales d'information.

La loi institue un Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire, qui est destiné à prendre la relève du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires. Le Haut Comité constitue un lieu de débat et participe à l'information du public au niveau national. Il a une composition ouverte et compte notamment parmi ses membres des parlementaires, des représentants des CLI, des associations et des organisations syndicales ainsi que des personnalités qualifiées.

### **7.1.4 La rénovation de la législation relative à la sûreté des grandes installations nucléaires et du transport de matières radioactives.**

La loi institue un régime intégré fondé sur une conception élargie de la sûreté nucléaire, couvrant aussi bien la prévention des accidents que la protection de la santé des personnes et de l'environnement.

Elle précise les conditions posées à la délivrance de l'autorisation de création ou de démantèlement d'une INB, en faisant toute leur place aux mesures de prévention et de limitation, conformément à la Charte de l'environnement. En particulier, elle prend acte du fait que, dans ce domaine comme dans

tous les autres, le risque zéro n'existe pas et que les mesures prises ont pour objet de prévenir et limiter les risques compte tenu des connaissances scientifiques et techniques du moment.

La loi donne à l'ASN le pouvoir d'imposer des prescriptions à l'exploitant tout au long de la vie de l'installation, y compris lors de son démantèlement, par exemple pour demander la correction d'une anomalie ou pour prévenir un risque particulier identifié. Elle donne une base légale aux réexamens périodiques de sûreté et à la maîtrise de l'urbanisation autour des sites nucléaires.

Elle met en place une inspection de la sûreté nucléaire et met à niveau la panoplie des sanctions administratives et pénales pouvant être prises à l'encontre des exploitants en cas de manquement. L'inspection du travail dans les centrales nucléaires est confiée à des agents de l'ASN, sous l'autorité du ministre chargé du travail.

Par ailleurs, la loi renforce le rôle des salariés en matière de prévention des risques dans les INB (information des comités d'hygiène, de sécurité et des conditions de travail, association des prestataires à ces comités...).

Plusieurs décrets d'application de la loi du 13 juin 2006 doivent être publiés. Les textes anciens qu'ils remplaceront seront abrogés en conséquence. Les principaux décrets d'application concerneront :

- les procédures relatives aux INB et au transport de substances radioactives ;
- la nomenclature des INB ;
- l'inspection de la sûreté nucléaire (modalités de désignation des inspecteurs, habilitation et assermentation des inspecteurs) ;
- la radioprotection et la santé publique : réglementation et organisation du contrôle (mise à jour du code de la santé publique) ;
- la radioprotection dans l'environnement professionnel (mise à jour du code du travail) ;
- les enquêtes sur les accidents nucléaires ;
- les commissions locales d'information ;
- le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (organisation et fonctionnement).

### **7.1.5 Abrogation des textes anciens**

La loi du 2 août 1961 relative à la lutte contre les pollutions atmosphériques et les odeurs a été abrogée par la loi du 13 juin 2006. Cependant, les autorisations et prescriptions relatives à des INB délivrées en application de la loi du 2 août 1961 ou des textes réglementaires pris pour son application valent autorisations et prescriptions au titre de la loi du 13 juin 2006. Elles sont modifiées dans les conditions fixées par celle-ci et par les textes pris pour son application.

Le décret du 11 décembre 1963 relatif aux installations nucléaires et le décret du 4 mai 1995 relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des INB seront abrogés par le décret relatif aux INB et au transport de substances radioactives pris en application de la loi du 13 juin 2006.

### **7.2 La réglementation des INB**

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 INB sont soumises à deux types de réglementations particulières :

- 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 la loi du 13 juin 2006. Cette loi prévoit dans son titre IV une procédure d'autorisation de création suivie d'une série d'autorisations délivrées lors des principales étapes marquant la vie des INB : création, mise en service, modification éventuelle de l'installation, mise à l'arrêt définitif et démantèlement.

Un exploitant qui fait fonctionner une installation soit sans les autorisations requises, soit en contrevenant à ces autorisations, peut être l'objet de sanctions administratives et pénales. Celles-ci sont prévues par les articles 41 à 52 de la loi du 13 juin 2006.

Les procédures sont présentées en détail dans les chapitres 17 à 19 du présent rapport.

### 7.2.2 Les règles techniques

Sont ici traitées les règles techniques en matière de sûreté nucléaire, qu'elles soient de nature réglementaire ou para-réglementaire (circulaires, règles fondamentales de sûreté, guides).

#### 7.2.2.1 Les arrêtés ministériels et interministériels

##### 7.2.2.1.1 Les équipements sous pression

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

La réglementation qui leur est applicable est détaillée dans le tableau ci-dessous.

	Domaine nucléaire			Domaine classique
	Circuit primaire principal des REP	Circuits secondaires principaux des REP	Autres équipements	
Construction	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Décret du 2 avril 1926</li> <li>• Arrêté du 26 février 1974*</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Décret du 2 avril 1926</li> <li>• RFS II.3.8 du 8 juin 1990*</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Décret du 2 avril 1926</li> <li>• Décret du 18 janvier 1943</li> <li>ou</li> <li>• Décret n° 99-1046 du 13 décembre 1999</li> </ul>	Décret n° 99-1046 du 13.12.1999
	ou Arrêté du 12 décembre 2005			
Exploitation	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Arrêté du 10 novembre 1999</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>• Décret du 2 avril 1926</li> <li>• Décret du 18 janvier 1943*</li> </ul>	Décret n° 99-1046 du 13.12.1999 • Arrêté du 15.03.2000

\* A partir de 2001, c'est l'arrêté du 12 décembre 2005 qui s'appliquera à l'exploitation des équipements sous pression nucléaires, hormis les circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs à eau sous pression.

#### **7.2.2.1.2 L'organisation de la qualité**

L'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des INB (« l'arrêté qualité ») prévoit les dispositions que l'exploitant d'une INB doit mettre en œuvre pour définir, obtenir et maintenir la qualité de son installation et des conditions de son exploitation, nécessaire pour en assurer la sûreté.

Il impose ainsi à l'exploitant de définir des exigences de qualité pour chaque activité concernée, de mettre en œuvre des compétences et des méthodes appropriées afin d'atteindre ces exigences de qualité, et enfin de garantir la qualité en contrôlant le bon respect de ces exigences.

Il prescrit également que :

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

Le retour d'expérience des incidents et accidents survenant dans les INB ainsi que des constats d'inspection permet à l'ASN d'apprécier, par l'analyse des dysfonctionnements intervenus, l'application de l'arrêté du 10 août 1984.

L'arrêté qualité fait l'objet d'un projet de révision visant à le mettre aux niveaux de référence WENRA. Il est appelé à être remplacé par un arrêté sur la politique et le management de la sûreté des INB. En effet, dans le cadre de la transcription des niveaux de référence WENRA, cinq groupes de travail élaborent, depuis le début de l'année 2006, des projets de textes (arrêtés et guides) dans les domaines suivants : politique et management de la sûreté (toutes INB), démarche de sûreté, conception des réacteurs à eau pressurisée (REP), exploitation des REP et situations d'urgence.

#### **7.2.2.1.3 La prévention des nuisances et risques externes résultant de l'exploitation des INB**

L'exploitation des INB peut induire des nuisances et des risques pour l'environnement au sens large, à savoir pour les installations environnantes et leurs travailleurs, mais également le public et l'environnement en dehors du site. La politique menée par l'ASN vise à prévenir et à limiter les risques pour les installations en s'assurant de l'application :

- de l'arrêté du 31 décembre 1999 fixant la réglementation technique générale destinée à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des INB ;
- de la législation des ICPE pour celles de ces installations comprises dans le périmètre des INB.

L'arrêté du 31 décembre 1999 modifié par l'arrêté du 31 janvier 2006 fixe 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. Il introduit des principes relatifs à la gestion des déchets, la prévention des pollutions accidentelles, l'incendie, la foudre, la criticité et la radiolyse applicables à l'ensemble des équipements nucléaires, y compris ceux qui sont situés en dehors des parties sensibles des INB. L'application 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.

#### **7.2.2.2 Les textes produits par l'ASN**

##### **7.2.2.2.1 Les décisions réglementaires à caractère technique**

En application de l'article 4.1 de la loi du 13 juin 2006, l'ASN peut prendre des décisions pour compléter les modalités d'application des décrets et arrêtés pris en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection, à l'exception de ceux ayant trait à la médecine du travail.

Les décisions sont soumises à l'homologation des ministres chargés de la sûreté nucléaire pour celles d'entre elles qui sont relatives à la sûreté nucléaire ou des ministres chargés de la radioprotection pour celles d'entre elles qui sont relatives à la radioprotection.

Ces décisions de l'ASN sont publiées dans son Bulletin officiel qui est mis en ligne sur son site internet.

#### **7.2.2.2 Les règles fondamentales de sûreté et les guides de l'ASN**

Sur divers sujets techniques, concernant aussi bien les REP que les autres INB, l'ASN a élaboré des règles fondamentales de sûreté (RFS). Ce sont des recommandations qui précisent des objectifs de sûreté et décrivent des pratiques que l'ASN juge satisfaisantes pour respecter ceux-ci.

Il ne s'agit pas de textes réglementaires proprement dits. Un exploitant peut ne pas suivre les dispositions d'une RFS s'il démontre que les moyens alternatifs qu'il propose de mettre en œuvre permettent d'atteindre les objectifs de sûreté qu'elle fixe.

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

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

Dans le domaine particulier de la sûreté nucléaire, les codes industriels utilisés par les constructeurs et les exploitants nucléaires sont rédigés par l'Association française pour les règles de conception, de construction, et de surveillance en exploitation des matériels des chaudières électronucléaire (AFCEN) dont EDF et AREVA NP sont membres. Les codes RCC, recueils des règles de conception et de construction, ont été rédigés pour la conception, la fabrication et la mise en service des matériels électriques (RCC-E, 4e édition), du génie civil (RCC-G) et des matériels mécaniques (RCC-M, édition 2000). À partir de 1990, un recueil des règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques (RSE-M) a été conçu pour traiter ce sujet.

L'élaboration de ces documents relève de la responsabilité des industriels et non de l'ASN. Celle-ci procède néanmoins à leur examen pour s'assurer qu'ils sont conformes à la réglementation technique générale, ce qui se traduit dans la plupart des cas par la rédaction d'une RFS, d'un guide ou d'une décision qui en reconnaît ainsi l'acceptabilité globale à la date de l'édition concernée.

Dans le domaine des équipements sous pression nucléaires, ces dispositions ont évolué avec la parution de l'arrêté du 12 décembre 2005 pris en application du décret du 13 décembre 1999 relatif aux équipements sous pression. L'utilisation d'un code est désormais conditionnée par la démonstration de sa conformité aux exigences essentielles de sécurité définies dans ces textes. Cette disposition permet donc d'envisager l'application d'autres codes de construction.

Concernant le code RCC-M, l'AFCEN a engagé les évolutions visant à établir sa conformité aux exigences citées précédemment. L'ASN examinera ces évolutions.

Le code RSE-M a évolué en octobre 2005, notamment pour être en conformité avec l'arrêté du 10 novembre 1999 relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des REP. L'ASN a réalisé une analyse globale de ces évolutions. Cette analyse a conclu, sur les modifications les plus importantes, que le code est aujourd'hui applicable dans sa version 2005. Toutefois, cette analyse se poursuivra en 2007 de manière à statuer de façon exhaustive sur l'ensemble des modifications présentées.

### **7.3 Le contrôle des INB**

Le contrôle des activités nucléaires par l'ASN constitue une mission fondamentale qui permet de vérifier que l'exploitant assume pleinement sa responsabilité et respecte les exigences de la réglementation relative à la radioprotection et à la sûreté nucléaire pour protéger les travailleurs, les patients, le public et l'environnement des risques liés au nucléaire.

Aux termes de l'article 4 de la loi du 13 juin 2006, l'ASN assure le contrôle du respect des règles générales et des prescriptions particulières en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection auxquelles sont soumis notamment :

- les réacteurs nucléaires ;
- la construction et l'utilisation des équipements sous pression spécialement conçus pour ces installations.

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

Le contrôle par l'ASN s'inscrit dans une démarche à plusieurs niveaux. Il s'exerce avec l'appui de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) :

- avant l'exercice par l'exploitant d'une activité soumise à autorisation, par un examen et une analyse exhaustifs des dossiers, documents et informations fournis par l'exploitant pour justifier son action. Ce contrôle vise à s'assurer du caractère crédible et complet des informations fournies au regard des exigences de la loi ;
- a posteriori, par des visites et des inspections sur tout ou partie d'une installation. Ce contrôle s'exerce par sondage et par l'analyse des justifications apportées par l'exploitant quant à la réalisation de ses activités et à l'analyse des écarts et incidents qu'il a observés.

L'ambition de l'ASN d'assurer un contrôle performant, impartial, légitime et crédible s'exprime au travers du respect des valeurs de compétence, d'indépendance, de rigueur et de transparence. Afin de conforter la crédibilité et la qualité de ses actions, l'ASN s'efforce d'adopter une démarche d'amélioration continue de ses pratiques de contrôle en tirant le retour d'expérience de plus de trente années d'inspection en sûreté nucléaire, et de l'observation des méthodes d'inspection d'autres autorités de sûreté étrangères. Ainsi, l'ASN :

- a défini, comme d'autres autorités de sûreté étrangères, un système de qualification de ses inspecteurs reposant sur la reconnaissance de leur compétence technique. Ce dispositif est aujourd'hui encadré par décret et a été identifié comme une bonne pratique dans le rapport de la mission IRRS (integrated regulatory review service, voir § 8.1.3) ;
- a adopté certaines pratiques étrangères identifiées au travers d'échanges d'inspecteurs entre autorités de sûreté, soit pour le temps d'une inspection, soit pour une durée plus longue pouvant aller jusqu'à une mise à disposition de 3 ans. Ainsi, constatant l'intérêt de mener des inspections à champ plus large, mobilisant plus de personnes pendant une durée plus importante, l'ASN a intégré le modèle des inspections de revue décrit dans ce chapitre. En revanche, elle n'a pas opté pour le système d'inspecteur résidant sur les sites nucléaires : l'ASN considère que ses inspecteurs doivent être dans une structure d'une taille suffisante pour permettre le brassage d'expériences et doivent participer à des contrôles d'exploitants et d'installations différentes. Ceci permet également d'éviter toute collusion avec l'exploitant.
- favorise l'ouverture de ses inspecteurs à d'autres pratiques de contrôle. L'ASN encourage les carrières professionnelles intégrant d'autres autorités de contrôle (installations classées, installations SEVESO, Agence française de sécurité sanitaire des produits de santé (AFSSAPS)... ) et propose l'organisation d'inspections communes avec ces autorités (inspection du travail, inspection des installations classées (ICPE)... ) sur les activités relevant de l'ASN.



Afin d'identifier d'autres méthodes de gestion du risque par les exploitants, les inspecteurs de l'ASN peuvent utilement participer à des inspections sur des sujets spécialisés dans des installations ne relevant pas de sa compétence.

Historiquement orienté sur la vérification de la conformité technique des installations et des activités à la réglementation ou à des normes, le contrôle englobe aujourd'hui une dimension élargie aux facteurs humains et organisationnels ; il intègre l'examen des comportements individuels et collectifs, du management, de l'organisation et des procédures en s'appuyant sur différents indicateurs : événements significatifs, inspections, relations avec les parties prenantes (personnels, exploitants, prestataires, syndicats, médecins du travail, services d'inspection...). Ce contrôle ne dispense pas l'exploitant d'organiser son propre contrôle interne des activités qu'il exerce.

L'ASN s'attache à faire respecter le principe de la responsabilité première de l'exploitant en matière de sûreté et de radioprotection. Elle intègre l'idée de proportionnalité pour guider son action afin d'adapter le champ et la profondeur de son contrôle aux enjeux en termes de sûreté nucléaire et de sécurité sanitaire et environnementale. A ce titre, elle s'appuie sur les connaissances scientifiques et techniques du moment pour apprécier les enjeux des opérations ou activités concernées.

### **7.3.1 Le champ du contrôle**

#### ***7.3.1.1 Le contrôle de la sûreté nucléaire***

La sûreté des INB concerne l'ensemble des dispositions techniques et d'organisation prises à tous les stades de la vie des installations nucléaires (conception, construction, mise en service, exploitation, mise à l'arrêt définitif, démantèlement) pour en assurer le fonctionnement normal, prévenir les accidents et en limiter les effets dans le but de protéger les travailleurs, la population et l'environnement contre les effets des rayonnements ionisants. Il s'y ajoute des mesures techniques pour optimiser la gestion des déchets et effluents radioactifs.

Dans son action de contrôle, l'ASN est amenée à s'intéresser aux équipements matériels qui constituent les installations, aux personnes chargées de les exploiter, aux méthodes de travail et à l'organisation depuis les premières phases de la conception jusqu'au démantèlement. Elle examine les dispositions prises en matière de sûreté, de gestion des déchets, de contrôle des rejets d'effluents ou de protection de l'environnement.

#### ***7.3.1.2 Le contrôle de la radioprotection***

Dans les INB, l'ASN veille à l'application de la réglementation en matière de protection des personnes contre les rayonnements ionisants. Comme en matière de sûreté nucléaire, cette action s'exerce tout au long 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 Les équipements sous pression***

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.

La loi du 13 juin 2006 dispose que l'ASN assure le contrôle du respect des règles générales et des prescriptions particulières en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection auxquelles sont

soumis la construction et l'utilisation des équipements sous pression des INB. Le contrôle de l'application de la réglementation revient à l'ASN pour les équipements sous pression nucléaires qui confinent des produits radioactifs dans les INB et à la direction de l'action régionale, de la qualité et de la sécurité industrielle (DARQSI) du ministère de l'Economie, des Finances et de l'Emploi pour les autres équipements sous pression.

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

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

#### **7.3.1.4 Les conditions de travail dans les INB**

Le contrôle de l'application de l'ensemble des dispositions relatives à la réglementation du travail (notamment les contrats de travail, la durée du travail, la représentation du personnel, la santé et la sécurité, la conciliation des parties notamment lors de conflits collectifs, le conseil et l'information des employeurs, des salariés et des représentants du personnel sur leurs droits et obligations) relève des agents en charge de l'inspection du travail.

Dans les centrales nucléaires de production d'électricité, les actions de contrôle en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et d'inspection du travail ont des préoccupations communes, notamment en ce qui concerne l'organisation des chantiers ou les conditions de recours à la sous-traitance. Aussi, le législateur a confié les attributions des inspecteurs du travail aux ingénieurs ou techniciens, précisément désignés à cet effet par l'ASN parmi les agents placés sous son autorité.

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

#### **7.3.2 Les modalités du contrôle des INB**

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

Quand les actions de contrôle menées par l'ASN font apparaître des manquements aux exigences de sûreté, des sanctions peuvent être prises à l'encontre des exploitants, éventuellement après mise en demeure. Celles-ci peuvent notamment consister à interdire le redémarrage ou à suspendre le fonctionnement d'une installation nucléaire jusqu'à ce que des mesures correctives soient prises.

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

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

Au stade de la conception et de la construction, l'ASN vérifie les rapports de sûreté qui décrivent et justifient les principes de conception, les calculs de dimensionnement des équipements, leurs règles d'utilisation et d'essais, l'organisation de la qualité mise en place par le maître d'œuvre et

ses fournisseurs. L'ASN contrôle également la fabrication des équipements du circuit primaire principal (CPP) et des circuits secondaires principaux (CSP) des REP. Une fois l'installation nucléaire entrée en service, toutes les modifications importantes pour la sûreté apportées par l'exploitant sont soumises à l'ASN. En plus de ces rendez-vous rendus nécessaires par des évolutions des installations ou de leur mode d'exploitation, l'ASN fait procéder régulièrement par les exploitants à des réexamens de sûreté, de façon à renforcer les exigences de sûreté en fonction de l'évolution des techniques et de la doctrine d'une part, du retour d'expérience d'autre part.

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

#### **7.3.2.1.1 L'expertise des informations fournies**

Bon nombre des dossiers fournis par l'exploitant 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 vérifie 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'IRSN. L'évaluation de sûreté implique la collaboration de nombreux spécialistes ainsi qu'une coordination efficace afin de dégager les points essentiels relatifs à la sûreté. L'évaluation de l'IRSN s'appuie sur des études et des programmes de recherche et développement consacrés à la prévention des risques et à l'amélioration des connaissances sur les accidents. Elle est également fondée sur des échanges techniques approfondis avec les équipes des exploitants qui conçoivent et exploitent les installations.

Pour les affaires les plus importantes, l'ASN demande l'avis du Groupe permanent d'experts compétent 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.

#### **7.3.2.1.2 Les principaux domaines concernés**

##### **• LES ARRETS PROGRAMMES DES CENTRALES NUCLEAIRES**

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

Compte tenu de l'importance pour la sûreté des interventions menées lors de l'arrêt et des risques pour la sûreté de certaines situations d'arrêt, l'ASN exige une information détaillée de la part de l'exploitant. Cette information concerne principalement le programme des interventions et les anomalies survenant pendant l'arrêt. Au cours des inspections dites « de chantier », les inspecteurs vont examiner, par sondage, les conditions de réalisation des différents chantiers en cours, 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. L'approbation du programme d'arrêt relève de l'ASN.

##### **• LES AUTRES INFORMATIONS PRESENTEES PAR LES EXPLOITANTS**

- L'exploitant fournit périodiquement des rapports d'activité ainsi que des bilans sur les prélèvements d'eau et les rejets liquides et gazeux et sur les déchets produits.
- De même, un volume important d'informations concerne des dossiers spécifiques comme par exemple la résistance aux séismes des installations, la protection contre l'incendie, la gestion des combustibles des REP, les relations avec les prestataires etc.

### **7.3.2.2 Les autorisations internes**

L'ASN s'attache à exercer un contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection aussi efficace que possible.

L'accroissement du champ du contrôle exercé par l'ASN au cours des dernières années, notamment du fait de la prise en charge du contrôle de la radioprotection pour le nucléaire de proximité, présente un risque : l'ASN peut soumettre la mise en œuvre de toute activité nucléaire à l'octroi d'autorisations qu'elle délivrerait, sans réflexion d'ensemble et nuisibles à l'efficacité globale de l'ASN. Par ailleurs, l'action de contrôle n'est pas sans influence sur le niveau de responsabilité des personnes qui mettent en œuvre les activités nucléaires. Le contrôleur est parfois, à tort, perçu comme pouvant faire office de ligne de défense ultime, en étant, par exemple, un relecteur attentif des dossiers de sûreté.

Pour ces deux raisons, performance de son action (proportionnée aux enjeux) et responsabilisation des exploitants, l'ASN développe une démarche de transfert vers l'exploitant de certaines décisions. Ainsi, pour celles qui ne remettent pas en cause les hypothèses de sûreté prises pour l'exploitation ou le démantèlement des installations, les exploitants peuvent désormais, sur la base d'un avis d'une commission interne indépendante des opérateurs, prendre des décisions qui historiquement étaient instruites par l'ASN.

Les autorisations internes doivent être planifiées. L'agenda est transmis à l'ASN suffisamment à l'avance pour que l'ASN vérifie que les décisions envisagées correspondent bien à des autorisations internes. Lorsqu'elles sont prises, elles sont déclarées à l'ASN, qui peut alors décider d'en inspecter la bonne mise en œuvre. L'ASN veille par ailleurs, au travers d'inspections dédiées, à la qualité des avis rendus en interne, et juge de l'indépendance de la commission. Pour les décisions qui remettent en cause les hypothèses ou la démonstration de sûreté, les exploitants doivent demander l'autorisation de les mettre en œuvre à l'ASN.

Cette démarche permet à l'ASN de concentrer ses efforts sur les modifications pouvant présenter le plus d'impact sur la sûreté des installations, tout en responsabilisant l'exploitant dans ses choix. Elle valorise également l'inspection puisqu'une demande d'autorisation, évaluée a priori par l'ASN, devient une décision interne, contrôlée a posteriori par l'ASN.

### **7.3.2.3 L'utilisation du retour d'expérience**

Un système de déclaration des anomalies par les exploitants d'INB a été mis en place dans le cadre de l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des INB. Celui-ci impose à l'exploitant de mettre en œuvre un système fiable de détection des anomalies pouvant survenir tels que des défaillances de matériels ou des erreurs d'application des règles d'exploitation. Ce système doit permettre de déceler de manière précoce toute sortie du domaine de fonctionnement normal.

L'analyse des événements détectés sur une installation ou lors d'une opération de transport vise à :

- s'assurer, par la prise en compte de mesures correctives appropriées, qu'un événement qui est déjà survenu ne se renouvellera pas ;
- éviter, en analysant les conséquences potentielles d'événements précurseurs d'incidents plus graves, qu'une situation aggravée ne puisse se produire ;
- promouvoir les bonnes pratiques pour améliorer la sûreté.

A titre d'ordre de grandeur, EDF détecte et analyse 100 à 300 anomalies chaque année pour chaque réacteur.

La hiérarchisation des anomalies doit garantir aux plus importantes d'entre elles un traitement prioritaire. Dans ce cadre, l'ASN a défini, pour toutes les INB, une catégorie d'anomalies appelées « événements significatifs ». Il s'agit d'événements suffisamment importants du point de vue de

la sûreté pour justifier due l'ASN en soit rapidement informée, puis reçoive ultérieurement un rapport plus complet. Ce rapport fait part des conclusions que l'exploitant tire de l'analyse des événements et des mesures qu'il prend pour améliorer la sûreté. Ces informations sont d'une utilité précieuse pour l'ASN et son appui technique, l'IRSN, notamment lors des réexamens périodiques de la sûreté des installations. Environ une dizaine d'événements significatifs sont déclarés chaque année pour un réacteur d'EDF.

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, en éviter le renouvellement et s'assurer de la diffusion du retour d'expérience parmi les exploitants nucléaires.

Sur la base d'une expérience de vingt ans, l'ASN a jugé utile de transposer ce concept du domaine de la sûreté à ceux de la radioprotection et de la protection de l'environnement. A cet effet, l'ASN a mis à jour les principes définis dans les années 1980 pour la sûreté et les a étendus à la radioprotection. Le guide du 21 octobre 2005 consultable sur le site Internet de l'ASN regroupe désormais les dispositions applicables aux exploitants et aux opérateurs de transport en matière de modalités de déclaration des événements significatifs pour la sûreté des INB, le transport des matières radioactives, la radioprotection ou la protection de l'environnement.

Ce système de déclaration vise à alimenter le retour d'expérience. Il convient de ne pas assimiler la déclaration des événements significatifs à des situations d'urgence radiologique pour lesquelles une organisation différente est mise en place ou à un système destiné à sanctionner les erreurs de l'exploitant ou d'un individu.

#### **7.3.2.4 Les décisions de l'ASN**

Les décisions de l'ASN sont des positions auxquelles elle attache une importance particulière et qui ont vocation à être rendues publiques. Elles présentent un caractère conclusif ayant vocation à clore une affaire ou tout au moins une étape. Elles 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 nucléaire étrangères, etc.

Le dialogue technique entre l'ASN et les exploitants tient une grande place dans l'élaboration des décisions de l'ASN : 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.

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 REP sont prolongés du fait de contrôles ou justifications complémentaires demandés par l'ASN.

Afin d'améliorer la lisibilité de son action, l'ASN a mis en place, le 17 juillet 2000, un système formalisé pour les décisions. Les décisions sont rendues publiques, notamment par une mise en ligne sur le site Internet de l'ASN. Dans la mesure où un site particulier est concerné, la Commission locale d'information en est informée.

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

Les décisions techniques de l'ASN prévues par la loi du 13 juin 2006 succèdent à ces décisions qui ne possédaient pas de véritable fondement réglementaire.

### **7.3.2.5 L'inspection**

#### **7.3.2.5.1 Les principes et les objectifs**

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

L'inspection par l'ASN consiste à vérifier que l'exploitant respecte les dispositions qu'il est tenu d'appliquer. Sans avoir un caractère systématique et exhaustif, elle a pour objectif de permettre de détecter les anomalies ponctuelles, 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 dans l'installation ou des points nécessitant aux yeux des inspecteurs des justifications complémentaires ;
- des écarts entre la situation observée lors de l'inspection et les textes réglementaires ou les documents établis par l'exploitant en application de la réglementation.

L'ASN établit annuellement un programme prévisionnel d'inspections. Ce programme n'est pas connu des exploitants d'installations nucléaires. Il est élaboré selon une approche méthodique permettant d'ajouter aux thèmes techniques inspectés à fréquence fixe des thèmes d'actualité sur lesquels l'ASN souhaite avoir une vision approfondie. Il vise une répartition adéquate des moyens de l'ASN proportionnée aux enjeux des différentes installations.

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

Les inspections sont généralement réalisées par deux inspecteurs, l'un d'eux 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. L'ASN pratique différents types d'inspections :

- les inspections courantes ;
- les inspections renforcées, sur des thèmes présentant des difficultés techniques particulières et normalement pilotées par des inspecteurs confirmés ;
- les inspections de revue, qui se déroulent sur plusieurs jours en mobilisant toute une équipe d'inspecteurs et ont pour objet de procéder à des examens approfondis ;
- les inspections avec prélèvements et mesures, qui permettent d'assurer sur les rejets un contrôle par sondage indépendant de l'exploitant ;
- les inspections réactives, menées à la suite 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 ou de travaux particuliers notamment en phase de démantèlement.

### 7.3.2.5.2 La pratique de l'inspection en 2006

En 2006, 733 inspections ont été menées, dont plus de 400 sur les réacteurs électronucléaires (voir § 7.3.3.1).

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

L'ensemble des missions relatives au contrôle de la sûreté nucléaire est réparti au sein de l'ASN entre les services centraux et les divisions de l'ASN en région. Ces dernières 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, pour les REP, 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. Elles sont également amenées à instruire certaines demandes d'autorisation et de dérogation. Les services centraux de l'ASN assurent la coordination et le pilotage des divisions de l'ASN en région dans ces domaines, traitent les affaires d'importance nationale, définissent et mettent en œuvre la politique nationale de sûreté nucléaire.

#### 7.3.3.1 L'inspection de la sûreté nucléaire

Les inspecteurs de la sûreté nucléaire (précédemment inspecteurs des INB) sont des ingénieurs de l'ASN, désignés par décision de l'ASN. Ils exercent leur activité de contrôle sous l'autorité du directeur général de l'ASN. Ils prêtent serment et sont astreints au secret professionnel.

Au 31 décembre 2006, le nombre des inspecteurs de la sûreté nucléaire en poste était de 151 dont 80 en divisions de l'ASN en région et 71 dans les services centraux.

**Nombre d'inspections réalisées par l'ASN**

Année	Total	Dont inspections inopinées	Réacteurs (annoncées et inopinées)
2004	757	215	374
2005	724	192	414
2006	733	195	417

#### 7.3.3.2 La surveillance en arrêt de tranche des REP

Les arrêts de tranche pour remplacer le combustible utilisé 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.

#### 7.3.3.3 Le contrôle des équipements sous pression

La loi du 13 juin 2006 dispose que l'ASN désigne parmi ses agents ceux chargés du contrôle du respect des dispositions relatives aux équipements sous pression spécialement conçus pour les INB. Un décret doit préciser les modalités de désignation de ces agents.

La direction des équipements sous pression nucléaires (DEP) de l'ASN est chargée de veiller à l'application de la réglementation concernant les équipements sous pression du domaine nucléaire, dont les circuits primaires et secondaires principaux des REP.

Le contrôle de la conception et de la fabrication des circuits primaires et secondaires principaux (CPP et CSP) est exercé directement par cette direction. Le contrôle de la conception et de la fabrication des autres équipements sous pression nucléaires est exercé par des organismes acceptés et surveillés par l'ASN.

Le contrôle de l'exploitation des équipements sous pression nucléaires est exercé par les divisions en régions de l'ASN avec l'appui de la DEP.

#### **7.3.3.4 Les événements significatifs**

Les divisions de l'ASN en régions sont chargées de l'analyse immédiate des événements significatifs pour vérifier la mise en œuvre des dispositions correctives immédiates et préparer, s'il y a lieu, l'information publique nécessaire. Les directions de l'ASN assurent la coordination de l'action des divisions en régions dans ce domaine et dispensent chaque année une formation aux ingénieurs concernés.

L'analyse d'un événement significatif porte sur le respect des règles en vigueur en matière de détection et de déclaration des événements significatifs, sur les dispositions techniques immédiates prises par l'exploitant pour maintenir ou amener l'installation dans un état sûr et enfin sur la pertinence des comptes rendus d'événements significatifs fournis par l'exploitant.

L'ASN et son appui technique, l'IRSN, effectuent un examen différé du retour d'expérience des événements. Les informations provenant des divisions de l'ASN en régions et l'analyse des comptes rendus d'événements 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.

#### **7.3.4 Les sanctions**

La loi du 13 juin 2006 a mis en place un système de constatations d'infractions basé sur :

- des sanctions administratives graduées définies aux articles 41 à 44 de la loi :
  - mise en demeure de régulariser la situation administrative ou de satisfaire à certaines conditions imposées à l'exploitant d'une installation ou à la personne responsable du transport dans un délai déterminé ;
  - suspension de fonctionnement de l'installation ou du déroulement de l'opération non autorisée ;
  - en cas de non respect d'une mise en demeure, consignation entre les mains d'un comptable public d'une somme répondant du montant des travaux à réaliser
  - après consignation, réalisation de travaux d'office aux frais de la personne mise en demeure.

L'exploitant est amené à présenter ses observations sur ces sanctions.

- des sanctions pénales, définies aux articles 48 à 51 de la loi. En cas de condamnation, les personnes physiques encourent jusqu'à 150 000 € d'amende et trois ans d'emprisonnement ; les personnes morales peuvent être déclarées responsables pénalement et encourent jusqu'à 1 500 000 € d'amende.

L'ASN doit préciser les modalités de recours à ces nouveaux outils.





## 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.*

En France, le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection relève essentiellement de trois acteurs : le Parlement, le gouvernement et l'ASN. L'article 4 de la loi du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire dresse la liste des missions respectives du gouvernement et de l'ASN.

### 8.1 L'autorité de sûreté nucléaire (ASN)

La loi du 13 juin 2006 crée une autorité administrative indépendante, l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), chargée du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection. L'ASN prépare des projets de textes réglementaires pour le compte du gouvernement et précise la réglementation par des décisions techniques. Elle délivre certaines autorisations individuelles et en propose d'autres au gouvernement. Les inspecteurs de la sûreté nucléaire et ceux de la radioprotection, placés au sein de l'ASN, assurent une surveillance et un contrôle des activités nucléaires. Enfin, l'ASN contribue à l'information des citoyens. L'ASN s'appuie, sur le plan technique, sur l'expertise que lui fournissent l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) et des groupes permanents d'experts.

De manière plus détaillée :

- L'ASN est consultée sur les projets de décret et d'arrêté ministériel de nature réglementaire relatifs à la sécurité nucléaire.

Elle peut prendre des décisions réglementaires à caractère technique pour compléter les modalités d'application des décrets et arrêtés pris en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection, à l'exception de ceux ayant trait à la médecine du travail. Ces décisions sont soumises à l'homologation des ministres chargés de la sûreté nucléaire pour celles d'entre elles qui sont relatives à la sûreté nucléaire ou des ministres chargés de la radioprotection pour celles d'entre elles qui sont relatives à la radioprotection. Les arrêtés d'homologation et les décisions homologuées sont publiés au Journal officiel.

- L'ASN instruit les demandes d'autorisation, de création ou de démantèlement des INB et fait des propositions au gouvernement sur les décrets à prendre dans ces domaines. Elle définit les prescriptions applicables à ces installations en matière de prévention des risques, des pollutions et des nuisances. Elle autorise la mise en service de ces installations et en prononce le déclassement après leur démantèlement.

Certaines de ces décisions de l'ASN sont soumises à homologation des ministres chargés de la sûreté nucléaire.

L'ASN délivre également les autorisations prévues par le code de la santé publique pour le nucléaire de proximité.

- L'ASN assure le contrôle du respect des règles générales et des prescriptions particulières en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection auxquelles sont soumis les INB, la construction et l'utilisation des équipements sous pression spécialement conçus pour ces installations, les transports de substances radioactives ainsi que les activités nucléaires

en dehors des INB. L'ASN organise une veille permanente en matière de radioprotection sur le territoire national.

Elle désigne parmi ses agents les inspecteurs de la sûreté nucléaire, les inspecteurs de la radioprotection et les agents chargés du contrôle du respect des dispositions relatives aux équipements sous pression. Elle délivre les agréments requis aux organismes qui participent aux contrôles et à la veille en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection ;

- L'ASN est associée à la gestion des situations d'urgence radiologique résultant d'événements de nature à porter atteinte à la santé des personnes et à l'environnement par exposition aux rayonnements ionisants et survenant en France ou susceptibles d'affecter le territoire français. Elle apporte son concours technique aux autorités compétentes pour l'élaboration, au sein des plans d'organisation des secours, des dispositions prenant en compte les risques résultant d'activités nucléaires.
- L'ASN participe à l'information du public dans les domaines de sa compétence. Elle rédige, de façon aussi simple et complète que possible, des informations accessibles au plus grand nombre et rend compte régulièrement de son activité. Elle utilise pour cela divers canaux, supports écrits (revue Contrôle, rapport annuel), site Internet [www.asn.fr](http://www.asn.fr), centre d'information et de documentation du public, conférences de presse, séminaires, expositions itinérantes tant au plan national que régional.

## 8.1.1 Organisation

### 8.1.1.1 Le collège de l'ASN

L'ASN est dirigée par un collège composé de cinq commissaires nommés par décret en raison de leur compétence dans les domaines de la sûreté nucléaire ou de la radioprotection. Trois des commissaires, dont le président, sont désignés par le Président de la République. Les deux autres commissaires sont désignés respectivement par le président de l'Assemblée nationale et par le président du Sénat.

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

Dès leur nomination, les commissaires établissent une déclaration mentionnant les intérêts qu'ils détiennent ou ont détenus au cours des cinq années précédentes dans les domaines relevant de la compétence de l'autorité. Aucun membre ne peut détenir, au cours de son mandat, d'intérêt de nature à affecter son indépendance ou son impartialité. Pendant la durée de leurs fonctions, les commissaires ne prennent, à titre personnel, aucune position publique sur des sujets relevant de la compétence de l'Autorité.

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

Le collège prend les décisions majeures : il rend au gouvernement les avis demandés sur les projets de décrets et d'arrêtés, il prend les décisions réglementaires à caractère technique et accorde les autorisations individuelles, il établit annuellement le rapport sur la sûreté nucléaire et la radioprotection en France, il rend des avis à l'Assemblée nationale ou au Sénat. Le collège définit la politique générale de l'ASN en matière de plan stratégique, de ressources humaines, de budget et de relations extérieures nationales ou internationales.

### **8.1.1.2 Les services centraux de l'ASN**

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

Les directions des services centraux de l'ASN sont chargées d'élaborer la réglementation technique générale et de coordonner l'action des équipes chargées en région du contrôle de terrain des installations et des activités. Chaque entité de l'ASN contribue, chacune pour ce qui la concerne, à l'information des publics en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection.

### **8.1.1.3 Les délégués territoriaux et les divisions de l'ASN**

Les divisions territoriales de l'ASN exercent leurs activités sous l'autorité de délégués territoriaux, désignés par le président de l'ASN. Les divisions effectuent l'essentiel du contrôle direct des INB, des transports de matières radioactives et des activités du nucléaire de proximité. Elles instruisent la plupart des demandes d'autorisations déposées les concernant. Elles appuient les services centraux de l'ASN qui instruisent les décisions majeures. Dans les situations d'urgence, elles assistent le préfet de département, responsable de la protection des populations. Enfin, les délégués territoriaux sont les représentants en région du président de l'ASN. Ils contribuent, avec l'appui des divisions, à la mission d'information du public de l'ASN.

## **8.1.2 Fonctionnement de l'ASN**

### **8.1.2.1 Ressources humaines**

L'effectif global de l'ASN s'élève au 31 décembre 2006 à 412 personnes, réparties pour moitié dans les services centraux et pour moitié dans les divisions territoriales.

Le 13 novembre 2006 a eu lieu la première réunion du collège de l'ASN. A cette date, comme prévu par la loi du 13 juin 2006, l'ASN a été légalement créée et l'ensemble des personnels de la direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection et des divisions de la sûreté nucléaire et de la radioprotection des DRIRE a été affecté à la nouvelle ASN.

Au 31 décembre 2006, l'âge moyen des agents de l'ASN était de 40 ans et 3 mois, 64 % (264) de ces agents ayant moins de 45 ans. Cette pyramide des âges équilibrée permet à l'ASN d'assurer un contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection dynamique qui évite les pièges de l'habitude et de la routine, tout en favorisant le compagnonnage des plus jeunes et la transmission des savoirs.

La compétence est l'une des quatre valeurs de l'ASN. Le compagnonnage ainsi que la formation initiale et continue, qu'elle soit générale, liée aux techniques du nucléaire, dans le domaine juridique ou dans le domaine de la communication, sont des éléments essentiels de son professionnalisme. Les agents doivent suivre un cursus formalisé de formations techniques, en application d'un référentiel de formation détaillé et régulièrement mis à jour. En 2006, 3861 jours de formation technique ont été dispensés aux agents de l'ASN au cours de 68 stages différents. Le coût financier direct des stages, assurés par des organismes autres que l'ASN, s'est élevé à 523 k€.

### **8.1.2.2 Moyens financiers**

Depuis 2000, l'ensemble des moyens en personnel et en fonctionnement concourant à l'exercice des missions confiées à l'ASN provient du budget général de l'État. Pour 2007, le budget en coût complet de l'ASN est de l'ordre de 54 millions d'euros, dont 32,4 millions de dépenses de personnel.

Par ailleurs, comme le prévoit la loi du 13 juin 2006, l'ASN s'appuie sur l'IRSN, qui lui apporte une expertise technique, étayée le cas échéant par des recherches. Le montant correspondant s'élève à 71 millions d'euros en 2007, sur un budget total de 247 M€.

Le président de l'ASN est chargé de l'ordonnancement et de la liquidation, pour le compte de l'État, de la taxe sur les INB. Le produit de cette taxe pour 2006 s'élève à 358,7 millions d'euros. Il est versé au budget général de l'État. Afin de favoriser le démantèlement rapide des installations nucléaires, il a été institué un taux réduit de 50 % sur cette taxe pour les installations mises à l'arrêt définitif et en démantèlement. La taxe cesse d'être due lorsqu'est prononcé le déclassement de l'installation.

<b>Exploitant</b>	<b>TAXE INB pour 2006 en milliers d'euros</b>
EDF	320 748
CEA	8 082
AUTRES	29 850
<b>TOTAL</b>	<b>358 680</b>

Par ailleurs, la loi du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs crée, pour les réacteurs nucléaires et les usines de traitement de combustibles nucléaires usés, trois taxes additionnelles à la taxe sur les INB dites respectivement « de recherche », « d'accompagnement » et « de diffusion technologique », affectées au financement des actions de développement économique, d'une part et au financement des activités de recherche sur le stockage souterrain et l'entreposage réalisées par l'ANDRA, d'autre part. Pour 2007, le produit prévisionnel de ces nouvelles taxes représente 150 millions d'euros.

#### **8.1.2.3 Communication interne et système d'information**

L'Intranet de l'ASN, Oasis, est le vecteur prioritaire d'information interne de l'ASN avec tous les documents et informations nécessaires à la vie quotidienne des agents, les actualités et la revue de presse quotidienne. Oasis est également l'interface du système d'information de l'ASN : une dizaine d'applications métiers, accessibles à l'ensemble des agents de l'ASN, organisent, harmonisent et capitalisent l'information relative aux principaux processus de l'ASN.

#### **8.1.2.4 Système de management de la qualité**

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

- des plans d'actions fixant les objectifs de l'ASN et ses priorités annuelles, ajustés au cours de l'année par les échanges entre entités (discussions, réunions périodiques, notes internes, etc.) ;
- 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 externes et des indicateurs de contexte, d'activité et de performance, qui permettent de surveiller et d'améliorer la qualité et l'efficacité de l'action de l'ASN ;
- 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, consultations internes, etc.).

### 8.1.3 L'audit IRRS accueilli par l'ASN en 2006

À la suite d'une demande de l'ASN formulée en 2005, une mission d'audit Integrated Regulatory Review Service (IRRS), pilotée par l'AIEA, a eu lieu en France du 5 au 17 novembre 2006. Pour la première fois, cet audit était « full-scope », c'est-à-dire qu'il portait sur l'ensemble des domaines prévus par les missions IRRS en sûreté nucléaire et en radioprotection. En plus des thèmes normalement prévus par les missions IRRS, pour couvrir l'ensemble de ses missions, l'ASN avait également demandé que les experts examinent son organisation et ses pratiques en matière d'information du public.

Les auditeurs se sont ainsi intéressés à tous les secteurs d'activité de l'ASN : les réacteurs nucléaires, les installations de recherche, le secteur médical, la radioprotection des travailleurs, etc., dans chacun de ses métiers : réglementer, contrôler et informer. Seule particularité, l'ASN s'étant soumise à un audit TranSAS en 2004, le volet de l'IRRS relatif au transport des matières radioactives a été consacré au suivi de la mise en œuvre du plan d'actions consécutif à cet audit.

L'audit IRRS de l'ASN a été réalisé par une équipe de 16 pairs provenant d'Autorités de sûreté nucléaire d'autres pays, sous la coordination de 6 experts de l'AIEA. En outre, deux observateurs étrangers ont suivi son déroulement afin d'en tirer des enseignements pour un prochain audit de ce type dans leur propre pays. Par équipes de deux ou trois experts, les membres de cette mission d'audit ont pu s'intéresser à tous les secteurs d'activité de l'ASN et examiner l'ensemble des pratiques de l'ASN. Cet audit a comporté des présentations en salle, des entretiens avec les agents de l'ASN et ses appuis techniques. Il a comporté des actions d'évaluation de l'organisation et des pratiques de l'ASN, tant au niveau national que régional. Pour tirer un bénéfice optimal de cette mission, l'ASN a veillé à ce que les experts puissent mener leurs investigations librement dans un contexte ouvert et franc. Ainsi, des auditeurs ont accompagné des inspecteurs de l'ASN dans leurs actions de contrôle de terrain, qu'il s'agisse d'inspections, de réunions techniques ou d'exercices de gestion des situations d'urgence.

L'audit IRRS a fait l'objet d'un rapport rendu public dans son intégralité sur le site Internet [www.asn.fr](http://www.asn.fr). Ce rapport dresse la liste des recommandations, des suggestions et des bonnes pratiques identifiées par les experts de la mission IRRS. Les recommandations concernent généralement des écarts aux prescriptions des normes de l'AIEA et doivent faire l'objet d'un traitement. Les suggestions sont des lignes directrices pour améliorer l'efficacité de l'autorité auditée. Les bonnes pratiques sont notées à l'attention des autres autorités qui étudieraient le rapport. L'ASN s'attachera à diffuser ces bonnes pratiques.

Cet audit conclut au bon positionnement de l'ASN en regard des meilleures pratiques internationales dans les domaines de la sûreté nucléaire et de la radioprotection. En particulier, les pratiques de l'ASN en matière d'inspection, de préparation aux situations d'urgence, d'information du public et d'action à l'international constituent une référence. Les experts ont également jugé favorablement la réponse de l'ASN aux conclusions de l'audit TranSAS. L'ASN veillera à pérenniser l'ensemble des bonnes pratiques identifiées lors de cet audit.

Parmi les axes d'amélioration identifiés et consignés dans le rapport de la mission, on peut citer l'élaboration de modalités d'application des nouveaux outils de coercition prévus par la loi du 13 juin 2006 (amendes, mises en demeure, décisions de mise à l'arrêt des installations...), une meilleure formalisation des pratiques internes de l'ASN ou encore la poursuite des travaux sur la gestion post-accidentelle des conséquences d'accidents nucléaires.

Pour prendre en compte les recommandations et les suggestions de la mission IRRS, l'ASN a développé et met en œuvre un plan d'action en vue de garantir une pleine conformité de ses pratiques et de son organisation aux meilleurs standards internationaux. Une mission de suivi sera organisée par l'AIEA d'ici deux ans pour évaluer l'état d'avancement de la mise en œuvre de ce plan d'action.

L'ASN poursuivait trois objectifs lorsqu'elle a sollicité cette mission IRRS.

Tout d'abord, elle souhaitait se soumettre à l'évaluation externe de ses pairs, de façon franche et ouverte, pour s'assurer que son organisation et ses pratiques étaient conformes aux standards internationaux, en intégrant pleinement les recommandations formulées à l'issue de l'audit, pour améliorer son efficacité et la pertinence de son action.

Ensuite, elle a souhaité présenter à ses pairs un certain nombre de ses pratiques, notamment celles qu'elle estime aller au-delà des recommandations de l'AIEA telles que celles citées ci-dessus.

Enfin, l'ASN espérait engager un mouvement global pour conduire, dans les prochaines années, l'ensemble des autorités de sûreté de grande taille à solliciter également un audit IRRS. Il semble que cela soit le cas. En 2007 et 2008, plusieurs missions IRRS sont déjà programmées, dont l'une pilotée par le Président de l'ASN. Cette démarche au niveau international devrait conduire à une intercomparaison bénéfique des Autorités de sûreté entre elles et donc à une harmonisation « vers le haut » des organisations et des pratiques en matière de contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en vue de faire progresser la sûreté nucléaire et la radioprotection.

L'ASN estime avoir atteint ces trois objectifs.

#### **8.1.4 Les appuis techniques de l'ASN**

L'ASN s'appuie sur l'expertise d'appuis techniques pour préparer ses décisions. L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) est le principal d'entre eux. Par ailleurs, l'ASN poursuit, depuis plusieurs années, un effort de diversification de ses prestataires, aux plans national et international.

##### **8.1.4.1 L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN)**

L'IRSN a été institué comme établissement public autonome, dans le cadre de la réorganisation nationale du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, afin de rassembler les moyens publics d'expertise et de recherche dans ces domaines.

L'Institut conduit et met en œuvre des programmes de recherche afin d'asseoir la capacité nationale d'expertise publique sur les connaissances scientifiques les plus avancées à l'échelle internationale et de contribuer au développement des connaissances scientifiques sur les risques nucléaires et radiologiques. Il est chargé d'une mission d'appui technique aux autorités publiques compétentes en sûreté, radioprotection et sécurité, aussi bien dans la sphère civile que dans celle de la défense. Selon son décret constitutif, il assure enfin certaines missions de service public au-delà du domaine de la recherche, notamment en matière de surveillance de l'environnement et des personnes exposées aux rayonnements ionisants. Ces missions comportent en particulier la formation en radioprotection, la gestion de bases de données nationales (comptabilité nationale des matières nucléaires, fichier national des sources radioactives, fichier SISERI relatif à l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants, ...), ainsi qu'une contribution à l'information du public sur les risques liés aux rayonnements ionisants.

L'IRSN a développé une démarche qualité sur la base du référentiel ISO 9000 pour assurer une qualité constante de son expertise. L'avis de l'ASN est pris en compte pour une amélioration continue des avis que l'IRSN rend à l'ASN. Par ailleurs des rendez vous périodiques donnent lieu à des échanges entre l'ASN et l'IRSN sur les travaux d'expertise en cours, passés et à venir.

L'ASN est consultée par le gouvernement sur la part de la subvention de l'État à l'IRSN correspondant à la mission d'appui technique de l'institut à l'ASN. Une convention conclue entre l'ASN et l'IRSN règle les modalités d'intervention de cet appui technique.

### 8.1.4.2 Les groupes permanents d'experts

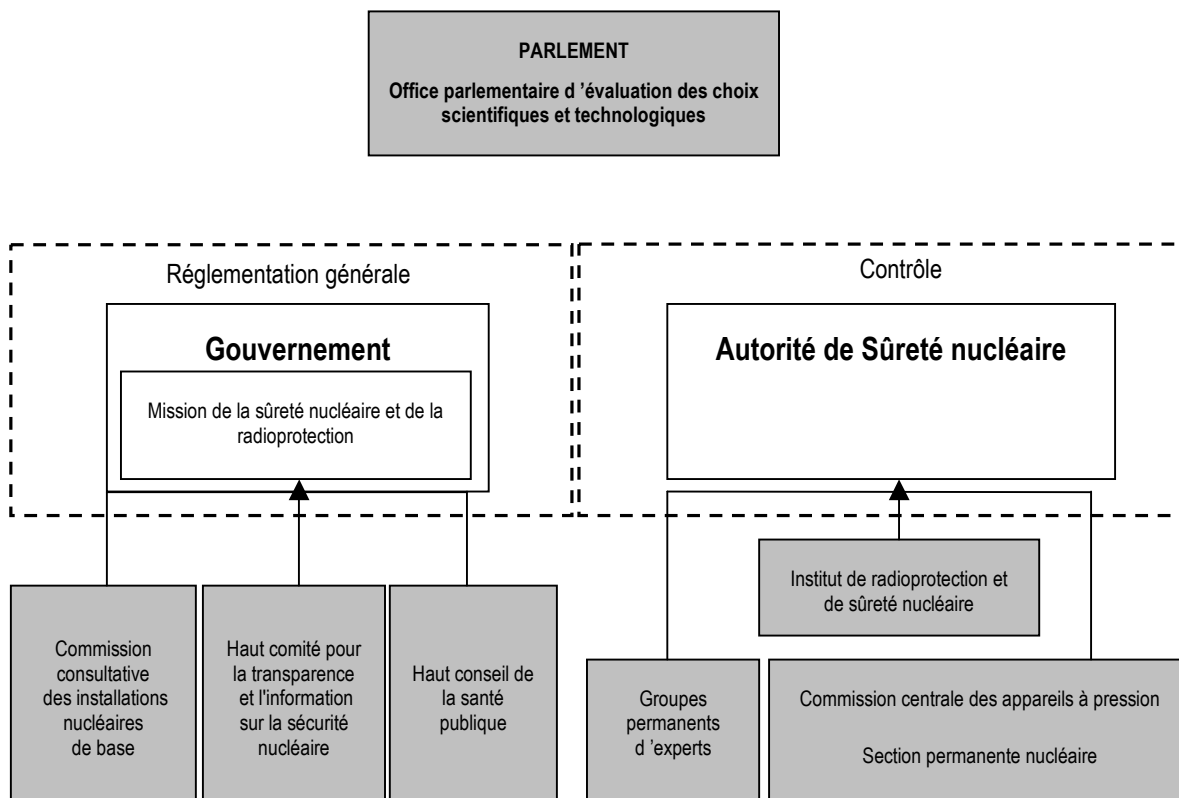
Pour préparer ses décisions, l'ASN s'appuie sur les avis et les recommandations des groupes permanents d'experts et de la Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression.

Quatre groupes permanents d'experts (GPE) formés d'experts et de représentants de l'administration ont été constitués auprès du directeur général de l'ASN par une décision du président de l'ASN. Ils analysent 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.

Chaque GPE peut faire appel à toute personne reconnue pour ses compétences particulières. Il peut procéder à l'audition de représentants de l'exploitant. La participation d'experts étrangers permet de diversifier les modes d'approche des problèmes et de mieux bénéficier de l'expérience acquise au plan international.

L'ASN constitue actuellement deux nouveaux groupes permanents d'experts pour les questions liées à la radioprotection; l'un d'eux est plus particulièrement en charge de la problématique de la radioprotection des patients.

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





## **8.2 Le Parlement**

Le Parlement intervient dans le domaine de la sûreté nucléaire et de la radioprotection notamment par le vote de la loi. Ainsi deux lois majeures ont été votées en 2006 par le Parlement dans le domaine de la sûreté nucléaire et de la radioprotection : la loi du 13 juin 2006 et la loi du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs.

### **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 après les élections de juin 2007, 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.

L'année 2006 s'est caractérisée par une participation active des membres de l'Office parlementaire à la transcription législative de leurs recommandations concernant le contrôle de la sûreté nucléaire et la gestion à long terme des matières et des déchets radioactifs, elles-mêmes issues d'un travail de plusieurs années d'études et de consultations.

Ayant ainsi rempli sa mission, l'Office parlementaire s'est vu confier, par la loi, des responsabilités accrues pour les années à venir, en particulier pour le suivi de la mise en œuvre des deux lois de 2006 sur la transparence et la sécurité nucléaires et sur la gestion durable des matières et déchets radioactifs. En particulier, le rapport annuel de l'ASN lui sera présenté en séance publique.

### **8.3 Le gouvernement**

Conformément à la Constitution, le gouvernement, dirigé par le Premier ministre, exerce le pouvoir réglementaire. Il est donc chargé d'édicter la réglementation technique générale relative à la sûreté nucléaire et la radioprotection. La loi du 13 juin 2006 le charge également de prendre les décisions majeures relatives aux INB. Il consulte obligatoirement l'ASN sur les projets de décret et d'arrêté de nature réglementaire relatifs à la sécurité nucléaire. Il dispose également d'instances consultatives comme la Commission consultative des installations nucléaires de base, le Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire et le Haut Conseil pour la santé publique.

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

#### **8.3.1 Les ministres chargés de la sûreté nucléaire et chargé de la radioprotection**

Les ministres chargés de la sûreté nucléaire, tels que prévus dans la loi du 13 juin 2006, sont le ministre de l'Economie, des Finances et de l'emploi et le ministre de l'Ecologie, du Développement et de l'Aménagement durables. Ils définissent la réglementation générale, le cas échéant sur proposition de l'ASN, applicable aux activités nucléaires. Ils prennent les décisions individuelles majeures, en nombre limité, concernant la création et l'arrêt des INB.

Après avis de l'ASN, si une installation présente des risques graves, les ministres précités peuvent prononcer la suspension de son fonctionnement.

Par ailleurs, le ministre chargé de la santé est chargé de la radioprotection du public et des patients. Il arrête la réglementation générale, le cas échéant sur proposition de l'ASN, concernant la radioprotection. La réglementation de la radioprotection des travailleurs relève aussi du ministre chargé du travail.

Enfin, les ministres chargés de la sûreté nucléaire et celui chargé de la radioprotection homologuent conjointement le règlement intérieur de l'ASN. Chacun dans son domaine, ils homologuent par ailleurs les décisions réglementaires à caractère technique de l'ASN.

Sous l'autorité conjointe des ministres chargés de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, une mission a été créée pour les assister. Cette mission est placée au sein du ministère de l'Economie, des Finances et de l'Emploi.

#### **8.3.2 Les préfets**

Les préfets sont les représentants de l'Etat et les garants de l'ordre public dans le département dont ils ont la responsabilité. Ils sont responsables de la sécurité civile, des mesures de prévention à l'égard des populations et des mesures d'urgence en cas d'accident. Les mesures leur sont proposées par l'ASN dans les domaines de sa compétence.

Par ailleurs, le préfet, après avoir recueilli l'avis de ses services et celui d'un ou plusieurs commissaires enquêteurs, à la suite d'une enquête publique, transmet également son avis à l'ASN pour les décisions ministérielles qu'elle instruit et pour les décisions de l'ASN concernant les rejets.

Les délégués territoriaux de l'ASN, qui sont également directeurs régionaux de l'industrie, de la recherche et de l'environnement sous l'autorité des préfets de région, ne dépendent pas de ces derniers pour la sûreté nucléaire et la radioprotection.

### **8.3.3 Les instances consultatives**

#### **8.3.3.1 La Commission interministérielle des INB (CIINB)**

La Commission Consultative des INB (CIINB) est obligatoirement consultée par les ministres chargés de la sûreté nucléaire 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.

#### **8.3.3.2 Le Haut Conseil de la santé publique**

Le Haut Conseil de la santé publique (HCSP) contribue à la définition des objectifs pluriannuels de santé, assure avec les agences une fonction générale d'expertise en matière d'évaluation et de gestion des risques sanitaires, exerce une fonction de veille prospective sur les tendances épidémiologiques et les évolutions technologiques propres à affecter l'état de santé de la population. Le président de l'ASN sera représenté au sein du collège d'experts qui préside cette assemblée.

#### **8.3.3.3 Le Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire**

Le Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire est une instance d'information, de concertation et de débat sur les risques liés aux activités nucléaires et l'impact de ces activités sur la santé des personnes, sur l'environnement et sur la sécurité nucléaire.

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

Le Haut Comité peut être saisi par les ministres chargés de la sûreté nucléaire, par les présidents des commissions compétentes de l'Assemblée nationale et du Sénat, par le président de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, par les présidents des commissions locales d'information ou par les exploitants d'INB sur toute question relative à l'information concernant la sécurité nucléaire et son contrôle.

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

## 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 juridique décrit au § 7.1 et rappelé ci-après.

Le principe de responsabilité première de l'exploitant est inscrit dans la loi du 13 juin 2006. Elle stipule, en son article 28, que : « l'exploitant d'une installation nucléaire de base est responsable de la sûreté de son installation ».

Par ailleurs, l'arrêté « qualité » du 10 août 1984 stipule, en 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 leurs 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 :

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



## 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'INB 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 Electricité de France SA s'exerce à quatre niveaux principaux : le président, le directeur général adjoint de la Division Production Ingénierie (DPI), le directeur de la Division Production Nucléaire (DPN), responsable de l'exploitation de l'ensemble du parc nucléaire français, et chaque directeur de centre nucléaire de production d'électricité (CNPE) (voir la présentation de l'organisation d'EDF SA en annexe 3). Dans le cas particulier d'une INB en déconstruction sur un site isolé, la fonction de représentant de l'exploitant nucléaire EDF SA est reprise par le directeur de la Division Ingénierie Nucléaire, lui-même placé sous l'autorité du directeur adjoint de la Division Production Ingénierie.

EDF SA en sa qualité de plus important producteur d'électricité d'origine nucléaire, a pour responsabilité première d'être exemplaire en matière de transparence et de sûreté nucléaire, et considère ces deux conditions comme incontournables pour l'acceptation du nucléaire par la société.

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, puis complétés en 2005 et 2007. Il est décrit au paragraphe 12.2.

L'ambition est que le système de management de la sûreté, qui constitue l'épine dorsale du système de management global, tire par son exemplarité l'ensemble des performances, y compris la compétitivité.

Les principes directeurs du système de management de la sûreté visent :

- au respect strict des exigences de sûreté et des prescriptions correspondantes. Celles-ci sont définies pour partie au niveau national et applicables à l'ensemble des sites. Il s'agit d'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,
- à la clarté des responsabilités en matière de sûreté,
- à disposer des compétences adaptées, et à prendre en compte le facteur humain dès le stade de la conception et en exploitation,

- à la responsabilité et l'engagement de tous les acteurs, fondés sur la reconnaissance que l'homme est un des maillons essentiels de la sûreté en particulier et un vecteur fondamental de progrès en général, 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'alerte<sup>3</sup> et du devoir d'évocation<sup>4</sup>.
- à l'affirmation d'ambitions et d'une constance de vision, connues, partagées, et portées par le management jusque sur le terrain, qui au-delà des prescriptions traduisent la volonté de progrès et de performances de l'entreprise dans le domaine de la sûreté ;
- à une analyse du processus de prise de décision, en particulier à l'aide d'un observatoire de sûreté Radioprotection Disponibilité Environnement (OSRDE) développé sur tous les sites
- à l'analyse des évolutions d'organisation ou des projets à fort impact selon les préconisations de l'INSAG 18, approche développée par EDF en 2006, (voir paragraphe 12.2)
- au développement de différents systèmes de contrôle et de vérification, tant en temps réel qu'en temps différé, qui permettent de mesurer l'efficacité du système de management de la sûreté et de corriger les écarts ou dérives éventuels, et permettent de faire progresser en profondeur la qualité d'exploitation,
- au déploiement d'un grand Projet « Performance Humaine », décrit au paragraphe 12.2.1.

Pour mettre en œuvre ces principes, les modalités suivantes sont notamment mises en œuvre :

- Pour toutes les entités :
  - le principe de subsidiarité<sup>5</sup> guide les prises de décision aux différents niveaux hiérarchiques ;
  - 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 ;
  - 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 ;
- Au niveau national le contrôle interne de la Division Production Nucléaire s'organise de la manière suivante :
  - La Direction de la DPN et chaque CNPE élaborent un Contrat Annuel de Performance (CAP) qui définit les objectifs et les performances à atteindre ainsi que les orientations et voies d'amélioration associées.
  - Le CAP présente les contributions du CNPE à l'atteinte des performances d'ensemble notamment dans les trois domaines clés que sont la sûreté

---

<sup>3</sup> **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.

<sup>4</sup> **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).

<sup>5</sup> **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.

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. Il est traduit annuellement dans un contrat annuel de performance, qui fait l'objet d'échange et de contrôle.

- Chaque année, le Directeur du CNPE se prononce sur l'état de sûreté de son site sur la base d'un reporting de sûreté établi sur l'analyse de ses résultats et de son REX sûreté. Ce reporting sert de base au dialogue avec le Directeur de la DPN.
  - Le Directeur de la DPN effectue régulièrement des visites d'évaluation sur les sites nucléaires.
  - Des indicateurs de sûreté sont périodiquement analysés, tels que 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, les départs de feu.
- Un système de contrôle et de vérification est mis en place au niveau de chaque entité. 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, le délégué aux affaires nucléaires au niveau de la Direction de la Production Ingénierie (DPI), 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 DPI et du président du groupe EDF. Des confrontations et des analyses de 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, conseil de sûreté nucléaire au niveau de la présidence du groupe. Des bilans sont établis : l'analyse sûreté sur chaque CNPE, le bilan sûreté radioprotection de DPI, le rapport annuel de l'IGSN au président d'EDF ;
  - Pour ce qui concerne plus spécialement la Division Production Nucléaire,  
Au niveau national, toutes les unités ont été auditées depuis 2003, soit :
    - par l'Inspection Nucléaire, entité d'audit de la DPN. Ces évaluations consistent en un audit de conformité à un référentiel d'entreprise relatif à la sûreté, la radioprotection et l'environnement, et font l'objet d'une intercomparaison entre les sites,
    - par l'agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), à travers des OSART avec un audit spécifique de préparation de l'Inspection Nucléaire mené 18 mois à deux ans avant,
    - par l'association mondiale des exploitants nucléaires (WANO) à travers des revues de pairs.
  - 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.

Le contrôle interne fait actuellement l'objet d'un plan de renforcement sur l'ensemble de l'Entreprise, et concerne toutes les entités d'exploitation de l'ingénierie du parc nucléaire.



### **10.3 Mesures prises pour les réacteurs de recherche**

#### **10.3.1 Réacteurs du CEA**

Les mesures prises par le CEA pour garantir la sûreté tiennent compte de la grande variété des installations, liée à la variété des programmes de recherche menés par le CEA et à leur évolution dans le temps et, en conséquence, de la diversité des risques potentiels.

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.

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 Réacteur à haut flux (RHF) de l'Institut Laue-Langevin**

La sûreté nucléaire a toujours été et reste la priorité de l'ILL (voir annexe 3) : le retour d'expérience, sur plus de trente cinq 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 loi du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire prévoit dans son article 29 que, lors de la création d'une installation nucléaire de base, qui est soumise à autorisation, « l'autorisation prend en compte les capacités techniques et financières de l'exploitant ». Ces capacités doivent lui permettre de conduire son projet dans le respect des intérêts mentionnés au I de l'article 28 de cette même loi, « en particulier pour couvrir les dépenses de démantèlement de l'installation et de remise à l'état, de surveillance et d'entretien de son lieu d'implantation ou, pour les installations de stockage de déchets radioactifs, pour couvrir les dépenses d'arrêt définitif, d'entretien et de surveillance. »

L'arrêté « 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**

Le groupe EDF est un énergéticien intégré, présent sur l'ensemble des métiers de l'électricité : la production, le transport, la distribution, la commercialisation et le négoce d'énergies. Il est l'acteur principal du marché français de l'électricité et détient des positions fortes sur les trois principaux marchés européens (Allemagne, Royaume-Uni, Italie) qui en font l'un des énergéticiens leader en Europe.

En 2006, le Groupe a réalisé un chiffre d'affaires consolidé de 58 932 millions d'euros, un résultat net part du Groupe de 5 605 millions d'euros et a dégagé un excédent brut d'exploitation de 13 930 millions d'euros.

Le cash flow du Groupe, de 11 165 millions d'euros en 2006, a notamment permis de financer la relance des investissements. Ainsi, en 2006, 5,9 milliards d'euros ont été consacrés aux investissements de renouvellement et de croissance organique, en progression de + 14,8% par rapport à 2005. En France, l'effort total s'est élevé à 3,8 milliards d'euros dont 31% destinés au renouvellement (notamment démarrage des travaux de la centrale nucléaire EPR de Flamanville) et au maintien des installations de production.

Par ailleurs, pour sécuriser le financement de ces engagements nucléaires de long terme, EDF a mis en place dans les années passées un portefeuille d'actifs affectés de façon exclusive à la couverture des provisions liées à la déconstruction des centrales nucléaires, et à l'aval du cycle du combustible. En 2006, le processus de constitution progressive de ce portefeuille a été accéléré et la dotation nette

au titre de l'exercice s'est élevée à 2,8 milliards d'euros. La valeur totale de ce portefeuille d'actifs s'élevait au 31 décembre 2006 à 6,3 milliards d'euros.

En terme d'énergie électrique, en 2006 les ventes d'EDF en France s'établissent à 389,4 TWh pour une production totale s'élevant à 490,8 TWh, dont une part nucléaire de 428,1 TWh.

Dans le même temps les ventes sur le marché européen ont représenté 94,9 TWh. Ces résultats confirment la parfaite adaptation du parc de production d'EDF à la demande énergétique européenne.

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.

A titre d'exemple, les dépenses d'investissement suivantes ont été réalisées pour renforcer la sûreté :

- Poursuite du programme des visites décennales dont les dépenses relatives à la Sûreté représentent de l'ordre de 60% du montant global de l'investissement (toutes VD confondues),
- Poursuite et accélération du programme de remplacement des générateurs de vapeur du palier 900 MWe,
- Poursuite de la mise en œuvre de la modification des puisards RIS EAS (fin des travaux annoncée à fin 2009),
- Dans le domaine de l'incendie, le plan d'action incendie (cf. 6.3.5) a été achevé fin 2006. En complément, un programme de rénovation des circuits d'eau incendie est en cours, tout comme la détection incendie,
- Programme pluriannuel de travaux destiné à obtenir un état exemplaire des installations sur tous les CNPE : un vaste programme destiné à atteindre les meilleurs standards internationaux sur tous les sites nucléaires est engagé sur la période 2006- 2013, pour créer les conditions d'un renforcement de la rigueur en exploitation,
- Plan d'action destiné à la réduction des arrêts automatiques réacteur.

### 11.2.2 Ressources humaines d'EDF

L'effectif de la Division production nucléaire d'EDF est d'environ 19 000 personnes (19 161 en 2006 pour 20 615 en 2003), réparties dans les trois collèges : exécution (environ 5%), maîtrise (environ 68%), cadres (environ 27%).

A ces 19 000 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 150 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 s'est organisée 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.

En 2006, EDF a travaillé en profondeur pour sécuriser les compétences et trajectoires d'effectifs dans un contexte d'amorce du renouvellement des générations. Une démarche lancée fin 2005, basée sur des principes homogènes pour l'ensemble des CNPE et élaborée de manière très fine, à partir de la réalité du terrain par itérations successives, a notamment permis de sécuriser le volume de « pépinières » nécessaires au renouvellement des compétences. Ces éléments font l'objet d'un suivi, d'un pilotage et d'un contrôle spécifique.

### **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 6 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 de l'installation Phénix comprend 16 personnes dont 10 travaillant en service continu.

Selon les besoins, les études de sûreté sont :

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

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, formation, 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. L'installation est aussi dotée d'une compétence en criticité (Ingénieur Qualifié en Criticité).

Conformément aux exigences de l'article 7 de l'arrêté du 10 août 1984 et du chapitre « ressources humaines » de la norme ISO 9001-version 2000, les compétences des personnes affectées à des postes importants pour la sûreté sur une INB doivent être garantis.

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

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

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

Préalablement à leur prise de fonction, les chefs d'installation suivent une formation spécifique couvrant les aspects suivants : le management des hommes et des opérations, la sûreté nucléaire au CEA et en exploitation, les responsabilités juridiques de l'exploitant, la radioprotection et la gestion des déchets.

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

- la Cellule de sûreté nucléaire de chaque centre,
- la Direction de la sécurité, de la qualité et de la sûreté nucléaire,
- la Direction de la protection et de la sûreté nucléaire.

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

EDF a par ailleurs connu en 2004 un changement de statut en se transformant en société anonyme. Fin 2005, l'entreprise a ouvert son capital, l'État restant actionnaire à hauteur de 86 %. La loi précise que celui-ci détient au moins 70 % du capital et des droits de vote.

La préoccupation de la maîtrise des coûts est aujourd'hui plus affirmée par l'exploitant dans son dialogue avec l'ASN. Le dialogue technique avec EDF s'est clairement durci sur les aspects de faisabilité économique, sur la justification de certaines demandes ou de certains échéanciers, et sur le traitement des dossiers de très court terme lors des arrêts de réacteur. 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.

Pour adapter son contrôle à ce nouveau contexte, l'ASN développe des outils pour repérer de manière précoce d'éventuelles dérives : la situation économique, l'évolution des dépenses, la gestion des effectifs, des indicateurs de sûreté et de radioprotection et les changements d'organisation de l'exploitant font l'objet d'une attention accrue. Comme les années précédentes, l'ASN a ainsi examiné en 2006 la synthèse transmise par EDF sur ces points. L'évolution des dépenses montre qu'EDF poursuit ses investissements dans le maintien du patrimoine et que l'effort de recherche

et développement reste satisfaisant. De manière générale, l'examen réalisé en 2006 ne montre pas de dérive préoccupante. Cependant, l'ASN continuera de porter dans le futur un regard attentif aux conséquences éventuelles des nouvelles organisations qu'EDF met en place pour atteindre ses objectifs de performance économique.

L'ASN a par ailleurs fortement renforcé en 2006 le contrôle d'EDF par la mise en œuvre d'inspections sur le thème « sûreté et compétitivité ». Ces inspections visent à contrôler la manière dont l'exploitant continue de garantir un niveau de sûreté élevé dans le contexte de changements qu'il connaît actuellement. Ces inspections se sont notamment intéressées aux processus d'élaboration des choix budgétaires ainsi qu'à l'organisation des sites en matière d'arbitrage de ces choix. L'ASN a pu constater que les services « sûreté qualité » des centrales sont impliqués dans ces processus afin d'analyser l'impact potentiel sur la sûreté des choix budgétaires.

Un autre axe de travail concerne la mise en place d'un dialogue plus franc et responsable avec l'exploitant sur ses enjeux économiques. Les analyses visant à mettre en regard le coût avec le bénéfice tiré pour la sûreté, qui permettent de choisir, à moyens financiers donnés, les actions qui permettent le gain le plus important en termes de sûreté, sont l'un des instruments de ce dialogue.

L'ASN a également demandé en 2006 à son appui technique, l'IRSN, d'examiner le système de management de la sûreté d'EDF dans un contexte de compétitivité. L'examen visera à clarifier les points suivants :

- la place donnée à la sûreté dans les arbitrages quotidiens relatifs à l'exploitation et à la maintenance face à différents autres impératifs ;
- le sens opérationnel donné à la sûreté et sa traduction concrète dans la définition et la réalisation des activités d'exploitation et de maintenance.

L'ASN souhaite notamment connaître l'avis du GPR sur les dispositions et les pratiques mises en œuvre par EDF pour assurer et démontrer la prise en compte effective des impératifs de sûreté et pour permettre de continuer à améliorer la sûreté en exploitation. Cet examen fera l'objet d'une réunion du GPR en 2008.

Enfin, l'ASN développe les échanges avec ses homologues étrangers pour aller vers une harmonisation des exigences de sûreté, face à l'internationalisation des opérateurs et à l'avènement d'un marché de l'électricité concurrentiel. Les travaux menés au sein de l'association WENRA, auxquels l'ASN participe activement, y contribuent.

En ce qui concerne la qualification et les compétences des agents chargés de l'exploitation des centrales électronucléaires, l'analyse de l'ASN est présentée au chapitre 12.4.1.

#### **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 les années 2004 à 2006 ont montré que leurs ressources demeurent très sensibles au contexte budgétaire de l'Etat ; même si les installations dont la pérennité avait pu être menacée par des allocations de recherche réduites en 2003 ont pu revenir à leur fonctionnement habituel dès 2005, les remises à niveau de certaines de ces installations aux exigences de sûreté actuelles, suite aux réexamens de sûreté, exigeant souvent des travaux de grande envergure, restent difficiles ; les travaux peuvent ainsi se prolonger sur de nombreuses années et parfois interfèrent avec les programmes de recherche. 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. Mais ce sujet reste sensible.





## 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

L'ASN considère que l'homme et les organisations sont des facteurs fondamentaux de la sûreté et de la radioprotection et que des progrès importants restent à accomplir dans leur prise en compte au sein des activités nucléaires. Prendre en compte les facteurs humains et organisationnels constitue un gisement essentiel en matière d'amélioration de la sûreté, qui 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 mis en œuvre pour l'accomplissement d'une activité relative à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des INB 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 fait partie des exigences.

La sûreté et la radioprotection ne doivent pas reposer seulement sur l'individu. Les acteurs de première ligne sont rarement seuls en cause dans les accidents. Les accidents sont en effet souvent le révélateur de dysfonctionnements latents et profonds au sein des organisations, qui fragilisent les systèmes socio-techniques et rendent vulnérables les lignes de défense humaines et organisationnelles.

Au cours de l'exploitation quotidienne, les hommes et les organisations apportent une contribution positive déterminante sans laquelle les installations ne pourraient pas fonctionner. La prise en compte des facteurs organisationnels et humains (FOH) ne doit pas se limiter à « réduire l'erreur humaine », mais elle doit conduire également à favoriser les capacités et compétences spécifiques des hommes (intelligence, adaptabilité, créativité, capacités d'anticipation et de récupération...) et renforcer les lignes de défense humaines et organisationnelles. Dans ce cadre, les organisations ont un rôle crucial à jouer pour créer et garantir les conditions favorables à l'amélioration de la performance humaine.

Une approche systémique de la gestion des risques se fondant sur la prise en compte des FOH doit aider les exploitants d'installations nucléaires à optimiser les interfaces des installations dès leur conception, à améliorer les conditions de réalisation du travail en intégrant une évaluation des risques

associés, à renforcer les lignes de défense humaines et organisationnelles et à tirer les enseignements liés au retour d'expérience de l'activité d'exploitation.

L'objectif de l'ASN est que les exploitants d'installations nucléaires intègrent de façon explicite et rigoureuse les FOH dans leur démarche de maîtrise des risques tout au long du cycle de vie des installations dont ils sont responsables. La démonstration que doit apporter l'exploitant en matière de sûreté et de radioprotection doit reposer sur les hommes et les organisations au même titre que sur les dispositifs techniques de l'installation. L'ASN estime que la prise en compte des FOH dans une démarche intégrée de maîtrise des risques doit être un chantier prioritaire pour les acteurs de l'industrie nucléaire.

## **12.2 Dispositions prises concernant le facteur humain pour les réacteurs électronucléaires**

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 d'EDF en matière de Facteur Humain et de culture de sûreté**

Le management de la sûreté s'est appuyé sur la politique de management global de la DPN développée au paragraphe 12.2.2. L'accent a été mis sur l'importance du *leadership et du management par les faits*, de *l'engagement du personnel* et du processus d'*amélioration continue*. La Direction a la conviction que la sûreté doit tirer l'ensemble des performances industrielles par la manière de les atteindre : un **Guide de Management de la sûreté** a été rédigé en **2004** pour, au-delà des leviers utilisés depuis plusieurs années<sup>6</sup>, guider les équipes de direction dans leurs actions stratégiques.

C'est aujourd'hui le document qui fait référence dans le domaine ; il montre quelles sont les pratiques attendues de la Direction et de chaque manager, en mettant en avant l'importance de :

- la sûreté priorité numéro un qui tire l'ensemble des performances, associée à une communication de la Direction auprès de chaque agent sur la sûreté,
- la mise en place de boucles de progrès au niveau du site, de chaque service, de chaque équipe au travers de tableaux de bord, mais aussi d'un partage régulier du REX et des signaux faibles,
- la présence des managers sur le terrain pour porter les exigences, contrôler, mais aussi comprendre les difficultés, aider à les traiter et accompagner les agents,
- la construction des actions de progrès sur la base d'un diagnostic partagé qui débouche sur des projets d'équipes,
- la conduite de l'évolution des compétences individuelles et collectives, particulièrement dans le contexte actuel de renouvellement du personnel.

Sous l'effet de la politique de management et de sa déclinaison sur le champ de la sûreté, des améliorations nettes sont apparues. Les pratiques de pilotage du domaine sûreté par les équipes de direction ont atteint une certaine maturité : l'usage de tableaux de bord sûreté et de revues de sûreté rebouclant sur les contrats annuels du site et des services ont permis de consolider le *pilotage par les résultats*. Les effets sont cependant contrastés selon les sites. C'est pourquoi EDF a décidé en 2006

---

<sup>6</sup> **EDF a utilisé les leviers suivants** : le développement de compétences en analyse de risques, l'observatoire sûreté – disponibilité, l'autodiagnostic, l'autoévaluation, la communication opérationnelle, la conduite des transitoires « sensibles ». Un questionnaire de perception sûreté (QPS) a également été utilisé par le management pour évaluer la perception des agents sur le terrain.

de changer de braquet, de mettre les conditions de la réussite de l'intervenant au centre des préoccupations de chaque manager, afin d'aider chaque professionnel à « faire bien du premier coup ».

Un projet Performance Humaine<sup>7</sup> s'engage sur l'ensemble des sites — managers, agents des métiers du process et prestataires — qui sur 3 ans via une formation de tous à la performance humaine doit changer significativement les pratiques quotidiennes de management de la sûreté *sur le terrain*. Les deux axes forts du projet sont :

- **Présence des managers sur le terrain**: les managers doivent encore mieux connaître les conditions qui influencent positivement et négativement les activités et agir dessus.

La présence des managers sur le terrain vise 5 objectifs :

- encourager chacun à progresser, identifier les bonnes pratiques, valoriser les comportements interrogatifs et prudents,
  - rappeler les exigences, les faire comprendre et respecter,
  - faciliter le travail en appréciant l'efficacité des organisations, les compétences et les conditions de travail,
  - qu'eux-mêmes progressent en travaillant sur les constats,
  - au total, confronter les points de vue managers-managés et provoquer l'engagement.
- **Fiabilisation des interventions** : des pratiques « standards » reconnues par tout professionnel comme nécessaires doivent être développées pour apporter une certaine sérénité au moment de l'intervention et ainsi réduire le risque d'erreur humaine : le *pré-job briefing*, la *minute d'arrêt* pour se concentrer juste avant l'intervention, le recours à un contrôle spécifique (*auto-contrôle ou contrôle croisé*) ou à une *communication sécurisée*, le *débriefing*.

Afin d'assurer la primauté à la sûreté face à l'accroissement de la compétitivité, EDF a intégré en 2006 un volet particulier développé à partir du questionnement proposé par l'INSAG 18. Ainsi, pour chaque grand projet risquant d'impacter la sûreté, les métiers ont à évaluer leurs choix au regard de la sûreté en évaluant les impacts Socio-Organisationnels et Humains (SOH). En parallèle, la filière sûreté des unités mène une analyse indépendante. Responsabilité des métiers sur la sûreté et analyse indépendante de la filière sûreté contribuent à poursuivre le développement de la culture de sûreté.

En parallèle, sur le champ de la conception, EDF a initié dès 2001 une démarche de prise en compte des aspects SOH dans les dossiers de modification, ceci suite à un constat interne, renforcé par celui de l'ASN, montrant des difficultés d'exploitation liées à des modifications techniques peu adaptées aux situations d'exploitation ou trop peu accompagnées.

La démarche, engagée principalement autour d'un guide d'analyse d'impacts, a été renforcée en 2004 : l'intégration dans les processus d'ingénierie, la mise à disposition d'outils pratiques pour chaque étape de conception, le développement des compétences.

Aujourd'hui un réseau SOH réunit les membres de direction des unités d'ingénierie. La démarche SOH constitue un levier fort de rapprochement entre le concepteur et l'exploitant.

Les dossiers de démantèlement, comme des dossiers à enjeu de la VD3 900, ont d'ores et déjà profité des progrès de la démarche SOH maintenant solidement engagée.

---

<sup>7</sup> **Performance humaine** : démarche opérationnelle mise en œuvre pour assurer la réussite des activités menées par les hommes pour exploiter une installation ; cette démarche est fondée sur les savoirs et savoirs-faire issus de l'approche Facteurs Humains

### **12.2.2 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 pour atteindre, dans une dynamique de progrès continu, l'excellence en matière de résultats et de façon de les obtenir.

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 qualité d'exploitation et de la performance humaine en mobilisant les managers sur le terrain et en impliquant le personnel. Le déploiement du management par la qualité, directement relié aux orientations définies par la DPN, répond à cet objectif. Ces valeurs ont été traduites en huit principes managériaux s'appuyant sur les principes fondamentaux de la EFQM (European Formation for Quality Management).

Les changements suivants, exprimés comme tels dans la politique de management, sont en cours de déploiement :

- des compétences managées pour en assurer le renouvellement et le développement dans la durée,
- un management renforcé, qui entraîne les équipes sur le terrain avec des objectifs de résultats et des exigences de qualité intégrant des méthodes et des pratiques performantes,
- une implication du personnel dans les actions de progrès et la réussite des résultats de l'équipe,
- un pilotage des résultats consolidé à tous les niveaux, de la Direction à l'équipe de travail,
- une animation des activités dynamisée intégrant un management efficace des processus et des projets,
- des relations de partenariat « gagnant-gagnant » avec les prestataires reposant, notamment, sur un engagement mutuel dans l'amélioration des performances.

### **12.3 Dispositions prises concernant les facteurs humains pour les réacteurs de recherche**

#### **12.3.1 Réacteurs du CEA**

L'analyse des événements et 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 événements et 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 et organisationnels (FOH) dans plusieurs installations, à la suite de l'émergence de problèmes identifiés, ou de changement de modes de fonctionnement, comme cela a été le cas pour le réacteur ORPHEE lors de son passage en fonctionnement réduit ;
- la réalisation d'interventions FOH visant notamment à répondre aux demandes de l'ASN concernant les réexamens de sûreté, demandes portant plus spécifiquement, pour les réacteurs de recherche, sur les phases de conduite et les opérations liées à la manutention des combustibles.

Les réexamens de sûreté s'accompagnent généralement de travaux de rénovation. Dans ce cadre, la Direction de la Protection et de la Sûreté Nucléaire (DPSN) a rédigé en 2005 un guide à l'intention

des acteurs en charge de projets de conception ou de modification d'installations. Il s'agit, en effet, d'aller au delà de la seule conception ou modification de systèmes techniques pour arriver à la conception plus globale de situations de travail cohérentes et adaptées aux objectifs de sûreté et de productivité de la future installation.

Quatre grands principes méthodologiques sont à respecter :

- la conception « centrée sur l'activité de travail » qui s'appuie notamment sur une analyse de situations dites de référence et sur le retour d'expérience d'exploitation (REX) d'installations similaires à celle qui fait l'objet du projet,
- la conception « pluridisciplinaire » dans laquelle chaque acteur (notamment le spécialiste FOH) intervient dans les choix de conception proposés,
- la conception « itérative et incrémentale » dans laquelle les solutions proposées à chaque phase du projet sont évaluées sous l'angle des FOH et, si besoin est, modifiées pour tenir compte des difficultés mises en évidence lors de ces évaluations,
- la conception « assistée par les normes » qu'elles soient méthodologiques ou relatives aux caractéristiques des situations de travail futures.

L'apport du spécialiste FOH 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 prise en compte des FOH dans le traitement et l'analyse d'un événement significatif. Dans ce cadre, la DPSN a rédigé en avril 2004 un guide qui recueille les bonnes pratiques sur les FOH, en considérant les aspects microscopiques et macroscopiques des situations de travail et permet d'établir, le cas échéant, un retour d'expérience sur les causes des défaillances humaines ayant abouti à l'événement significatif.
- La mise en place de formations conduisant, en particulier, à la sensibilisation des chefs d'installations et des ingénieurs de sûreté quant aux aspects FOH.

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

La Centrale Phénix a réalisé un audit FOH en 2006. Les conclusions ont été présentées en novembre 2006 à l'ensemble du personnel, en présence de l'IRSN, appui technique de l'ASN. Un plan d'actions FOH devrait être déployé sur la Centrale en 2007.

### **12.3.2 Réacteur à haut flux RHF**

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

## **12.4 Analyse de l'Autorité de sûreté**

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

Les actions menées par l'ASN s'appuient sur le principe de responsabilité de l'exploitant : dans le cadre des objectifs généraux de sûreté, c'est aux exploitants de définir et de faire évoluer leur organisation, de mener les actions nécessaires à la prise en compte des FOH dans la conception et l'exploitation

des installations et de veiller à former leur personnel et à gérer ses compétences. L'ASN analyse et approuve le cas échéant certaines dispositions mais elle ne prescrit pas d'organisation standard aux exploitants nucléaires. En revanche, elle incite les exploitants à mettre en œuvre les actions adéquates pour développer la prise en compte des FOH.

L'ASN contrôle les dispositions mises en place par l'exploitant et en évalue les résultats, notamment lors d'inspections. Au-delà des matériels, l'ASN porte une attention accrue sur la formation et le management des compétences du personnel, la définition et le fonctionnement des organisations, la prise en compte des aspects humains dans l'analyse du retour d'expérience et le management de la sûreté.

Le contrôle de l'ASN s'exerce dès la conception d'une nouvelle installation ou d'un nouveau dispositif technique. Ainsi, l'ASN a examiné en 2004, avec l'IRSN, la mise en œuvre du programme d'ingénierie des facteurs humains dans la conception du projet de réacteur EPR, et plus particulièrement la conduite informatisée en salle de commande. L'ASN a estimé que les orientations proposées sont satisfaisantes, et devraient permettre de mieux utiliser les possibilités offertes par l'informatique pour apporter aux opérateurs une assistance efficace dans la conduite de l'installation tout en leur laissant suffisamment d'autonomie dans l'exercice de leur métier. L'utilisation de maquettes pour valider avec des opérateurs les principes qui guident la conception de la conduite informatisée est également positive.

Le contrôle porte aussi sur les modifications importantes pour la sûreté apportées par l'exploitant sur une installation déjà existante. Ainsi, l'ASN a consulté en 2004 le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs (GPR), pour examiner la méthodologie mise en œuvre par EDF pour intégrer les FOH dans la réalisation de modifications techniques et documentaires dans ses centrales nucléaires. Cet examen a conduit l'ASN à demander à EDF d'explicitier sa stratégie d'intégration des facteurs humains dans la conduite des projets de modification, de développer sa démarche à chacune des phases du processus de conception, en s'appuyant sur l'état de l'art existant dans le domaine, et de renforcer les mesures de développement des compétences et d'organisation contribuant à la mise en œuvre de la démarche et à son évaluation.

De manière générale, l'ASN constate que des actions d'amélioration sont entreprises par les exploitants dans la conception et la modification des installations, principalement centrées sur l'ergonomie des dispositifs. L'ASN considère cependant que des progrès importants peuvent encore être accomplis en s'appuyant sur une démarche plus systématique et mise en œuvre le plus en amont possible des projets de conception et de modification. En effet, en l'absence d'analyse ergonomique durant la conception, des impacts non identifiés sur l'activité des opérateurs pourront être à l'origine d'erreurs après la mise en service d'un matériel et seront plus difficiles à corriger.

Le contrôle exercé par l'ASN porte également sur les dispositions prises par les exploitants pour améliorer la prise en compte des FOH dans l'exploitation quotidienne des installations.

En 2005, EDF a présenté à l'ASN sa nouvelle politique de management en matière de sûreté nucléaire en exploitation et le guide d'application de cette politique qui a été diffusé à l'ensemble des sites. Cette politique fait le lien entre sa politique générale de sûreté telle qu'elle avait été définie précédemment, la politique de management par la qualité et les outils du management de la sûreté qui avaient été mis en place par la DPN depuis 1997 pour améliorer la prise en compte de la sûreté et la rigueur d'exploitation sur le terrain.

Les actions de contrôle effectuées par l'ASN dans ce domaine ont montré que le déploiement de cette politique est effectif sur les sites mais de façon encore hétérogène. Des efforts ont été engagés dans l'amélioration de la communication opérationnelle, incluant notamment l'utilisation du simulateur de formation pour entraîner des agents à la communication, en particulier dans des situations de coopération entre plusieurs services. Des faiblesses demeurent sur certaines centrales nucléaires,

par exemple dans la mise en œuvre de l'analyse de risques, qui est un des outils dont l'utilisation est exigée par la DPN dans le cadre de sa politique de management de la sûreté.

La prise en compte des FOH dans l'exploitation a fait l'objet d'inspections en 2006. Le contrôle s'est exercé sur la politique affichée par les exploitants dans ce domaine, sur l'organisation et les moyens mis en place, les actions d'amélioration menées vis-à-vis de la dimension individuelle de l'exploitation (compétences, environnement de travail et outils, performance humaine) et collective (communication opérationnelle, interfaces entre équipes ou services) et sur l'intégration des FOH dans l'analyse du retour d'expérience.

Les inspections menées dans les centrales nucléaires ont montré les efforts engagés par EDF pour prendre en compte les FOH, notamment dans le cadre du déploiement du projet Performance humaine sur l'ensemble du parc nucléaire, même si la situation doit encore progresser dans la déclinaison des actions sur le terrain.

L'ASN a également demandé en 2006 à son appui technique, l'IRSN, d'examiner le système de management de la sûreté d'EDF dans un contexte de compétitivité. L'examen visera à clarifier les points suivants :

- la place donnée à la sûreté dans les arbitrages quotidiens relatifs à l'exploitation et à la maintenance face à différents autres impératifs ;
- le sens opérationnel donné à la sûreté et sa traduction concrète dans la définition et la réalisation des activités d'exploitation et de maintenance.

L'ASN souhaite notamment connaître l'avis du GPR sur les dispositions et les pratiques mises en œuvre par EDF pour assurer et démontrer la prise en compte effective des impératifs de sûreté et pour permettre de continuer à améliorer la sûreté en exploitation ; le GPR les examinera en 2008.

Dans le domaine des compétences, l'ASN a consulté en 2006 le GPR pour examiner la démarche de management des compétences et d'habilitation du personnel mise en œuvre par EDF. De façon générale, l'ASN estime que le système de gestion des compétences et des habilitations des personnels d'exploitation des REP est satisfaisant.

L'ASN considère qu'EDF a mis en place une véritable politique de gestion des compétences, dotée de moyens importants, avec une démarche visant à identifier précisément les compétences nécessaires, et à construire les actions de professionnalisation adaptées. Les outils de gestion développés par EDF (référentiels et cartographies de compétences, grilles d'appréciation), permettent aux sites de mettre en œuvre cette politique de gestion des compétences de manière opérationnelle.

L'ASN considère également qu'EDF a mis en place des dispositions organisationnelles qui soutiennent de manière efficace le déploiement de sa démarche. Les systèmes locaux de développement des compétences permettent d'élaborer des solutions de professionnalisation adaptées aux besoins des agents. Les « animateurs métiers », mis en place au niveau national, contribuent à la diffusion des outils de gestion et favorisent les échanges de bonnes pratiques entre sites. L'ASN a cependant demandé à EDF de renforcer l'accompagnement national du développement local de la gestion des compétences pour la fonction de chargé de surveillance des prestataires.

L'ASN a demandé à EDF de présenter un bilan des conditions d'accès des agents aux formations et des dispositions prises pour compenser l'effet des reports de formations relatives à des compétences importantes pour la sûreté et la radioprotection. L'ASN a également demandé à EDF d'examiner les dispositions à prendre pour améliorer l'adéquation des réponses apportées aux besoins individuels de compétences.

Enfin, l'ASN rappelle l'importance particulière qu'elle attache à ce qu'EDF poursuive et renforce les actions engagées afin d'assurer la pérennité des compétences sensibles pour la sûreté lors du départ massif en retraite des agents, qui aura lieu à partir de 2008.



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

En 2003, l'ASN a indiqué au CEA que l'organisation mise en place à partir de 1998 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

Cependant, l'ASN a indiqué au CEA qu'elle attendait une auto-évaluation de l'efficacité des dispositions prises, notamment par le biais d'indicateurs de suivi de la sûreté et du bon fonctionnement de l'organisation. En 2006, le CEA a ainsi transmis à l'ASN un bilan triennal de la sûreté de ses installations comportant un certain nombre de ces indicateurs et montrant la progression de la prise en compte de la sûreté dans ses installations.

### **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 (§ 7.2.2.1.2), l'arrêté du 10 août 1984, relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des INB, 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 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 pour les réacteurs électronucléaires**

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 de management par la qualité contribue à relever ce défi 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, en priorité là où c'est nécessaire, dans une dynamique de progrès continu ;
- assurer l'adhésion des acteurs au système qualité par leur implication dans sa mise en œuvre et son amélioration ;
- disposer d'un système qualité répondant aux exigences réglementaires françaises, aux recommandations internationales concernant la qualité et aux pratiques et méthodes performantes mises en valeur par le retour d'expérience.

Conception, réalisation et exploitation conditionnent le bon fonctionnement des centrales. La politique de management par la qualité, qui vise prioritairement les activités importantes pour la Sûreté, porte les objectifs 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 à chaque étape du processus ;
- 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,
- l'implication de chaque partie prenante dans l'obtention de la qualité : managers, personnel, prestataires, ...

### **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 exigences grâce auxquelles ils pourront valoriser leur savoir-faire. Ainsi, le Manuel Qualité vient d'être revu pour mieux mettre en valeur les exigences qualité applicables à l'ensemble des activités et des processus d'exploitation des installations nucléaires.

Dans le cadre du système qualité, chaque acteur a un rôle clé :

- la hiérarchie doit s'engager sur le terrain en explicitant les enjeux, en attribuant les ressources, en définissant les objectifs et les exigences qualité et en donnant l'exemple,
- le personnel doit s'impliquer en identifiant les problèmes, les difficultés, en proposant des solutions pour les résoudre et en les mettant en œuvre,
- les autres partenaires (prestataires et internes) en apportant leurs compétences et en assurant la qualité de leurs activités.

### **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, intégrant les parades vis-à-vis des défaillances potentielles. Ces dispositions préétablies sont un outil à l'usage de l'acteur. Par son attitude interrogative, ses analyses de risques et ses propositions d'amélioration, l'acteur responsable contribue à perfectionner ces dispositions.

### **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 compétences et moyens techniques ainsi que les méthodes et procédures sont adaptés au niveau de qualité requis, leur adéquation contrôlée périodiquement.

#### RELATIONS AVEC LES PRESTATAIRES

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 exigences qualité et à l'assurance de ses résultats. Les contrats entre le donneur d'ordre et ses prestataires définissent clairement les responsabilités de chacun, les exigences applicables et les engagements en matière de qualité et de résultats. Le renforcement de cette activité de surveillance, menée sur la période 2004-2006, se poursuit.

Par ailleurs, pour renforcer la qualité du partenariat avec les prestataires, un programme d'amélioration est engagé sur la période 2006-2010. Ce programme a notamment pour objet d'appliquer une charte de progrès et de développement durable avec les prestataires, de contribuer au renouvellement de leurs compétences et de faciliter les conditions d'intervention sur le terrain.

#### 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 des 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 :

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

Cet ensemble participe à la défense en profondeur.

#### 13.2.6 Attester la qualité à EDF par la traçabilité

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

#### 13.2.7 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. L'efficacité de la collecte des écarts est renforcée par la mise en œuvre progressive d'une démarche « signaux faibles ».

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.

Cette dynamique de progrès continu est développée au niveau du pilotage des processus, avec notamment des revues périodiques permettant de faire un diagnostic de la situation et de définir un plan d'amélioration.

### **13.3 Politique et programme d'assurance de la qualité pour les réacteurs de recherche**

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

Le CEA accorde une grande importance à la qualité car elle permet d'accroître la fiabilité et la sûreté des installations.

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.

La Direction de la sécurité, de la qualité et de la sûreté nucléaire (DSQS) 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 (DEN).

Cette déclinaison est traduite par DSQS dans le « Manuel qualité sécurité environnement » qui définit les principaux processus de la DEN, parmi lesquels se 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.

Une trentaine d'audits sont effectués chaque année dans les réacteurs de recherche dont une dizaine sur 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.

L'arrêté du 10 août 1984 est appliqué par la Direction de l'Energie Nucléaire dans l'exploitation de ses réacteurs expérimentaux.

En outre, depuis décembre 2005, l'ensemble des activités de la DEN sur les trois Centres de Cadarache, Marcoule et Saclay sont l'objet de certifications de conformité de l'organisation à la norme ISO 9001-2000, en particulier l'exploitation des réacteurs. Les différents audits de certification, de suivi ou de renouvellement n'ont détecté ni non conformités ni remarques sur l'application de ce référentiel.

De plus, les sites de Marcoule et de Saclay sont certifiés ISO 14001, respectivement depuis 2005 et 2006, le Centre de Cadarache devant obtenir la certification environnementale durant l'année 2007.

### **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, Détritiation, 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 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.).
- 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 permettent à l'ASN d'apprécier, par l'analyse des dysfonctionnements intervenus, l'application de l'arrêté qualité d'août 1984.

### **13.4.1 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.

La mise en place d'une telle politique industrielle relève du choix de l'exploitant. L'ASN est chargée de contrôler, en application de l'arrêté du 10 août 1984, qu'EDF exerce toujours sa responsabilité sur la sûreté de ses installations par la mise en place d'une démarche qualité et notamment d'un contrôle concernant les conditions de cette sous-traitance.

Le recours à des prestataires appelle la surveillance de la part de l'ASN des aspects mentionnés ci-après et sur lesquels se fondent également la « charte de progrès et de développement durable » signée entre EDF et ses principales entreprises prestataires.

##### **13.4.1.2.1 Le choix et la surveillance des prestataires**

Afin de répondre aux exigences de l'arrêté du 10 août 1984, EDF a mis en place un système de qualification de ses prestataires reposant sur une évaluation de leur savoir-faire technique et de leur organisation en matière de qualité. En complément, EDF doit exercer ou faire exercer une surveillance des activités réalisées par ses prestataires et utiliser le retour d'expérience afin d'évaluer en continu leur qualification.

En 2005, l'ASN a effectué sur l'ensemble des sites d'EDF et dans les services centraux, des inspections sur le thème de la surveillance des interventions, qu'elles soient réalisées par des entités d'EDF ou par des entreprises prestataires. Elle a également vérifié la définition et la mise en œuvre d'une politique industrielle cohérente permettant à la fois de maintenir des compétences internes sur les sites et d'externaliser des interventions.

En complément, l'ASN a réalisé en 2006 des inspections sur la mise en place des PGAC (« prestations globales d'assistance chantiers », qui regroupent des activités telles que la logistique, la mise en place d'échafaudages, la radioprotection) et sur les PMI (« prestations de maintenance intégrée », qui regroupent un ensemble d'activités de maintenance), notamment pour les opérations d'ouverture et de fermeture de cuves et de réservoirs. Ces structures sont destinées à améliorer le pilotage et la coordination des activités sous-traitées sur les centrales.

En matière de surveillance des prestataires, l'ASN estime qu'EDF a réalisé des progrès sensibles sur ses sites, tant dans la préparation et le contrôle des interventions qu'au niveau de la surveillance sur le terrain. Ces progrès sont notamment liés à la démarche engagée par les services centraux d'EDF. Il reste néanmoins à en tirer le retour d'expérience au point de vue des méthodes de travail et des ressources humaines.

Par ailleurs, l'ASN considère, après avoir constaté des difficultés de mise en œuvre des PGAC et notamment des insuffisances en matière de ressources des prestataires, que les sites inspectés assurent correctement la surveillance des activités réalisées par les intervenants. En ce qui concerne

les PMI, l'ASN estime qu'EDF doit encore progresser au niveau de la surveillance sur le terrain et de la prise en compte des risques liés aux activités simultanées.

#### **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. Sur la base des inspections qu'elle a effectuées, l'ASN estime qu'EDF doit améliorer la qualité des analyses de risques et leur mise à jour à la suite des contrôles que les agents d'EDF réalisent sur les chantiers et mieux veiller à la mise en œuvre effective des mesures compensatoires adaptées aux risques identifiés. L'ASN estime également qu'EDF doit renforcer la surveillance qu'il exerce sur le terrain, notamment celle du respect des exigences applicables aux prestataires et de la traçabilité des contrôles techniques.

#### **13.4.1.2.3 La radioprotection et les conditions de travail**

Concernant la radioprotection des intervenants, l'ASN 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.

En matière de radioprotection des intervenants, l'ASN s'attache à vérifier, au travers des inspections réalisées lors des arrêts des réacteurs, l'application du code du travail. L'ASN a pu notamment vérifier que la surveillance de l'exposition des intervenants aux rayonnements ionisants est effectuée avec le même niveau de qualité, que les interventions soient réalisées par des prestataires ou des salariés d'EDF. Elle estime cependant que des progrès doivent être réalisés au niveau de la propreté radiologique et du respect des règles de travail en milieu contaminé.

#### **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.

Si EDF a mis en place une structure de surveillance du marché de ses prestataires et de contrôle des ressources disponibles, l'ASN maintient toute son attention sur le sujet grâce aux inspections qu'elle réalise sur les sites et dans les services centraux, à l'analyse du diagnostic d'EDF ou encore par des audits externes.

### **13.4.2 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 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. Elle s'inscrit désormais dans le contexte de la transposition des niveaux de référence WENRA qui devrait conduire à un arrêté sur la politique et le management de la sûreté applicable à toutes les INB ; ultérieurement, cet arrêté pourra



faire l'objet de guides d'application spécifiques notamment pour ce qui concerne le sujet particulier de la maintenance dans les installations de recherche.

## **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 le projet 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.

Sur la base des avis du GPR, l'ASN donne son avis au gouvernement sur la possibilité d'accorder les autorisations demandées.

### **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 paran, 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 les divisions territoriales 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 29 de la loi du 13 juin 2006 qui stipule que « l'exploitant d'une installation nucléaire procède périodiquement au réexamen de la sûreté de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales ». En outre, la loi du 13 juin 2006 prévoit que les réexamens de sûreté ont lieu tous les dix ans, sauf exception prévue dans le décret d'autorisation de création et justifiée par les particularités 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 est une démarche de grande ampleur. Les examens de conformité réalisés sur les réacteurs de 900 et 1300 MWe comprennent, 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 (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 (en projet, en cours de construction ou en service), 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.

Le processus de réexamen de sûreté comporte une phase d'orientation, au cours de laquelle sont fixés les thèmes et les contours des études de conformité et de réévaluation, une phase d'études dont l'objectif est de déterminer les modifications à introduire, et une phase d'examen des modifications. À l'issue de la phase d'études, le choix des thèmes de l'examen de conformité des réacteurs est finalisé. Chacune des phases fait en principe l'objet d'une proposition de l'exploitant, d'une consultation du GPR et d'une prise de position de l'ASN.

Dans la pratique, compte tenu de la conception standardisée des réacteurs par paliers, le 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.

L'ASN se prononce, avant la première visite décennale associée au réexamen de sûreté, sur le bilan de la démarche, sur l'acceptabilité du nouveau référentiel de sûreté et sur la poursuite de l'exploitation des réacteurs à l'issue de leur 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 REP 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 vieillir. 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 réexaminer la sûreté des installations anciennes tous les dix ans environ. Ont ainsi été menés récemment au CEA les réexamens de sûreté des réacteurs CABRI et MASURCA du site de Cadarache. Les travaux correspondants sont en cours de réalisation avant le redémarrage de ces réacteurs.

Le CEA a prévu de lancer les réexamens de sûreté de ses autres installations dans les prochaines années selon un planning qui a été approuvé par l'ASN en 2002 puis en 2005.

### **14.2 Evaluations et vérifications de sûreté réalisées pour 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.

Ces dispositions évoluent avec le contexte réglementaire.

#### **14.2.2 Réexamen de sûreté par EDF**

La première mise en œuvre de ce réexamen a été engagée en 1988 pour les premiers réacteurs REP de 900 MWe des sites de Fessenheim et Bugey. Il s'agissait notamment d'effectuer une analyse de ces installations en les comparant aux installations suivantes de 900 MWe (dits « paliers CP1-CP2, ou CPY »), 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 CPY. Ce réexamen, dit réexamen VD2, c'est-à-dire dans le cadre des activités 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. Le dernier arrêt VD2 900 est prévu en 2010 pour Chinon B 4.

Le réexamen VD3, pour les paliers CP0 et CPY, a été engagé dès la clôture du réexamen VD2, et a fait l'objet d'avis du GPR en 2004 et 2005, quant à son contenu. Le GPR de clôture du réexamen est prévu en 2008. Les premiers arrêts VD3 900 sont prévus en 2009, pour Tricastin 1 et Fessenheim 1.

Pour le palier 1300 MWe, le réexamen VD2 a fait l'objet d'avis du GPR en 2002 et 2003, quant à son contenu. Le GPR de clôture du réexamen s'est tenu en décembre 2005. Le premier arrêt VD2 1300 a été celui de Paluel 2 en 2005.

Les échéances du premier réexamen du palier N4 correspondent sensiblement à celles des 3<sup>e</sup> visites décennales du palier 900 MWe.

La démarche de réexamen conduit à réaliser :

- 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 :
  - 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,
  - 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.

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.

#### **14.2.2.1 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.

#### **14.2.2.2 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.

Pour le réexamen VD2 du palier 900 MWe, les actions de contrôle correspondantes ont été menées dans la période 1997-2000 en s'appuyant sur un premier retour d'expérience issu des sites têtes de série. Elles ont été menées dans la période 1999-2003 sur le palier 1300 MWe.

De la même manière, la préparation des VD3 du palier 900 MWe et des VD1 du palier N4 a conduit à la définition du périmètre et des modalités du programme d'examen de conformité des tranches. Les éventuels écarts de conformité constatés lors de cet examen seront résorbés au plus tard à échéance des visites décennales des tranches concernées.

Le « Programme d'Investigation Complémentaire » 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.

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

#### **14.3.1 Réacteur Phénix**

Chaque année, un grand nombre de dossiers (environ 60) sont transmis à l'ASN, soit pour répondre à ses demandes (inspections, réévaluations de sûreté, ...), soit pour obtenir des autorisations particulières (introduction d'expériences d'irradiation, plus rarement dérogations aux règles générales d'exploitation, ...).

De façon à fournir à l'ASN une information au fil de l'eau, la centrale Phénix lui transmet par télécopie hebdomadairement un rapport non exhaustif des faits marquants de l'exploitation sur la semaine écoulée. Cette action permet à l'ASN de vérifier que le CEA prend bien en compte les signaux faibles permettant de déceler une éventuelle dérive de la sûreté de l'installation.

Concernant la surveillance continue présentée au §14.1.2, l'ASN mène chaque année plusieurs inspections sur l'installation Phénix (en moyenne 8 par an) sur des thématiques diversifiées :

- le facteur humain et le maintien des compétences,
- les contrôles et essais périodiques, la maintenance,
- le respect des engagements,
- l'incendie,

- le contrôle-commande,
- la gestion des sources et des matières radioactives,
- la radioprotection,
- les examens radiographiques des générateurs de vapeur,
- les procédures accidentelles,
- l'application de l'arrêté du 31/12/1999 relatif à la protection de l'environnement dans les INB.

Par ailleurs, des contrôles de 2<sup>ème</sup> niveau sont assurés par la Cellule Sûreté du Centre de Valrhô (environ 5 par an) qui vérifie le respect du référentiel.

Les arrêts programmés du réacteur font l'objet d'un suivi attentif de l'ASN. Préalablement à l'arrêt, l'exploitant transmet à l'ASN un dossier descriptif des divers chantiers. Pendant l'arrêt, des réunions techniques sont organisées entre l'exploitant et l'ASN accompagnée de son appui technique. En final, un dossier bilan est rédigé et envoyé à l'ASN sur le retour d'expérience observé lors de l'arrêt.

#### **14.3.2 Autres réacteurs du CEA**

Le GPR s'est réuni durant deux journées en mars 2006 pour examiner le réexamen de sûreté de l'installation MASURCA, située sur le centre de Cadarache. A cette occasion, il a examiné les orientations de rénovation du réacteur qui s'inscrit dans le cadre d'une démarche de pérennisation de l'installation, celle-ci étant considérée comme un outil expérimental de référence pour les études de physique relatives à la conception de systèmes de production dits de quatrième génération.

Le GPR a émis un avis favorable à la poursuite du réexamen de sûreté et à la rénovation de l'installation, sous réserve de la prise en compte d'un certain nombre de recommandations et d'engagements pris par l'exploitant ; les principaux items abordés concernent :

- la démarche de sûreté et l'analyse par conditions de fonctionnement,
- le risque sismique (comportements du génie civil et des équipements),
- le risque de criticité,
- la démarche de prise en compte des agressions internes et externes,
- le risque d'incendie,
- le risque d'inondation externe,
- les FOH, en particulier une analyse approfondie des opérations de conduite du réacteur et de manutention.

La démarche de sûreté entreprise par l'exploitant a consisté à définir des conditions de fonctionnement, à les classer en différentes catégories en fonction de leurs fréquences estimées et à examiner la défense en profondeur associée. Le GPR a considéré cette analyse de l'exploitant CEA comme une amélioration des pratiques de sûreté dans le domaine des réacteurs expérimentaux.

Par ailleurs, le réexamen de sûreté sur le réacteur CABRI, situé sur le Centre de Cadarache, s'est poursuivi avec la tenue de groupes permanents « Réacteurs » en 2004 qui s'est focalisé plus particulièrement sur les points suivants :

- la conception et le dimensionnement d'une nouvelle boucle expérimentale,
- la réévaluation de sûreté de l'installation et plus particulièrement la liste des conditions de fonctionnement, les objectifs de sûreté associés ainsi que les accidents enveloppes,
- le risque sismique (comportements du génie civil et des équipements).

La conception d'une nouvelle boucle expérimentale sur le réacteur CABRI implique la modification du décret de création de l'installation. Pendant la période écoulée, l'installation CABRI a donc fait l'objet



d'une enquête publique dont les conclusions se sont avérées positives. Le décret de modification de l'installation CABRI est paru le 20 mars 2006.

#### **14.3.2 Réacteur à haut flux RHF de l'ILL**

Suite au groupe permanent de 2002, le RHF s'est doté d'une organisation projet spécifique, le Refit Management Committee, qui, en collaboration avec la division réacteur, a conduit un ensemble de travaux pour un montant proche de 30 M€ sur 4 ans (2003-2006), permettant de réaliser la quasi totalité des études et travaux correspondants à ses engagements, en particulier :

- la tenue aux séismes : renforcement du bâtiment réacteur, du bâtiment ILL4 attenant, découpe de la partie avant du bâtiment ILL7, hall des guides, pour qu'il ne risque plus d'agresser le bâtiment réacteur,
- la protection contre l'incendie : refonte du système de détection incendie,
- le confinement : mise en place de vannes qualifiées au séisme permettant d'isoler le circuit primaire et l'enceinte réacteur,
- la mise en place d'un circuit d'appoint d'eau en piscine et dans le bloc pile qualifié au séisme.

Dans les quatre années à venir le RHF va plus particulièrement renforcer la sûreté du bâtiment détritiation, actuellement à l'arrêt, en mettant en place une organisation projet pour gérer des études et des travaux d'un montant prévisionnel de 6 M€.

### **14.4 L'analyse de l'Autorité de sûreté**

#### **14.4.1 Réexamen 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 2005 : la conclusion du réexamen de sûreté des réacteurs de 1300 MWe pour leurs 20 ans de fonctionnement, l'examen par l'ASN des études menées par EDF pour le réexamen des réacteurs de 900 MWe dans la perspective de leurs troisièmes visites décennales.

##### **14.4.1.1 Conclusion du réexamen de sûreté à 20 ans des réacteurs de 1300 MWe**

Ce réexamen, engagé en 1997, a montré au plan de la sûreté que l'exploitation de ces réacteurs peut être poursuivie. La réévaluation de sûreté a été réalisée par rapport aux exigences en vigueur pour les réacteurs du palier N4. A la demande de l'ASN, les conclusions du réexamen de sûreté ont fait l'objet en 2005 d'une dernière consultation du GPR. Ce réexamen a permis de faire progresser le niveau de sûreté des réacteurs concernés, notamment par la correction des anomalies décelées par l'examen de conformité ainsi que par l'introduction de modifications issues de la démarche de réévaluation de sûreté.

Ces modifications permettent notamment de réduire encore le risque de fusion du cœur en situation accidentelle, de mieux faire face aux séismes ou aux ruptures de tuyauteries de haute énergie et de mieux assurer l'aptitude des matériels à fonctionner en ambiance dégradée (humidité, température et radioactivité). Elles seront intégrées jusqu'en 2014 sur les réacteurs de 1300 MWe à l'occasion de leurs deuxièmes visites décennales.

L'examen de conformité, dont le programme a englobé l'ensemble des vérifications réalisées sur les réacteurs de 900 MWe, a inclus 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. Cet examen de conformité s'est achevé en 2003 sur l'ensemble des sites du palier 1300 MWe.

#### **14.4.1.2 Réexamen de sûreté à 30 ans des réacteurs de 900 MWe**

En 2003, à l'issue de premières discussions techniques et d'une consultation du GPR, 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. L'ASN a consulté à la fin de l'année 2004 et au premier semestre 2005 le GPR sur les différents thèmes d'étude retenus, notamment les accidents graves, le confinement, l'incendie, les risques d'explosion et l'utilisation des études probabilistes de sûreté.

À l'issue de ces consultations, l'ASN a formulé ses demandes de modifications et d'études supplémentaires susceptibles de conduire à des modifications de conception ou d'exploitation. L'intégration des modifications découlant de ce réexamen est prévue lors des troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, à partir de 2009 et jusqu'en 2020.

#### **14.4.2 Mesures prises pour les réacteurs de recherche**

Après d'importants travaux de rénovation du réacteur Phénix, et après un dernier examen par le GPR 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 considérait 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 restants.

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. Le retour d'expérience et l'ensemble des inspections menées jusqu'à aujourd'hui montre que le réacteur fonctionne bien. Par ailleurs, le CEA a présenté en 2005 et en 2006 son programme concernant la mise à l'arrêt définitif et le démantèlement en vue de l'arrêt programmé en 2009. Ce programme comportera la mise en oeuvre d'installations pour traiter le sodium de Phénix et éventuellement d'autres installations du CEA. L'ASN estime que l'exploitant doit être particulièrement vigilant sur les phénomènes de vieillissement des composants de l'installation et sur la prise en compte des facteurs humains et organisationnels dans la conduite du réacteur.

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. 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 puis en 2005. L'ASN a d'ailleurs précisé dans un guide, en 2005, ses attentes en matière de réexamen de sûreté des installations du CEA en termes de responsabilité, de contenu et de planification. Les dispositions de ce guide ont été appliquées intégralement pour la première fois au réacteur Orphée du CEA en 2006, en vue d'une présentation devant le GPR en 2008.

Par ailleurs, le réexamen de sûreté du réacteur expérimental CABRI du site de Cadarache et la modification de sa boucle d'expérimentation ont été présentés devant le GPR en janvier et mai 2004. En juillet 2004, l'ASN a signifié à l'exploitant qu'elle n'avait pas d'opposition à la poursuite de son projet sous réserve de la remise à niveau de son installation ancienne. Le résultat de la remise à niveau sera d'ailleurs à nouveau présenté devant le GPR en 2008. En mars 2006, le dossier de réexamen de sûreté de la maquette critique MASURCA a également été examiné et l'ASN a autorisé l'exploitant à poursuivre la rénovation de son installation.

Quant à l'ILL, les dossiers attendus pour permettre de terminer le réexamen de sûreté de l'installation qui a débuté il y a plusieurs années ont tous été transmis et sont en fin d'examen par l'IRSN. Le réexamen de sûreté de l'installation devrait être clos en 2007, les principaux enjeux de sûreté concernant la tenue au séisme.



## 15. Article 15 : Radioprotection

*Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que, dans toutes les conditions normales de fonctionnement, l'exposition aux rayonnements ionisants des travailleurs et du public due à une installation nucléaire soit maintenue au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre et qu'aucun individu ne soit exposé à des doses de rayonnement qui dépassent les limites de dose prescrites au niveau national.*

### 15.1 Réglementation et demandes de l'ASN

La réglementation dans le domaine de la radioprotection a été totalement mise à jour au cours de ces cinq dernières années.

Le code de la santé publique et le code du travail, dans leurs parties législatives et réglementaires, ont été modifiés entre 2001 et 2006 pour transposer les directives Euratom concernant le domaine de la radioprotection (dont la directive Euratom 96/29 du 13 mai 1996 fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants). La nouvelle réglementation a été pratiquement achevée en 2006 avec la publication des derniers arrêtés pris en application du code de la santé publique et du code du travail. En parallèle, l'ASN a entrepris la mise à jour de la partie réglementaire de ces deux codes pour assurer la transposition de la directive européenne 2003/122/Euratom du 22 décembre 2003 relative au contrôle des sources de haute activité, intégrer les nouvelles prérogatives de l'ASN et procéder à des clarifications et des simplifications sur la base de l'expérience acquise en matière de contrôle. Ces modifications devraient être publiées courant 2007.

En application de la loi du 13 juin 2006, il revient à l'ASN d'autoriser la mise en service d'une INB et de définir les prescriptions relatives à sa conception, sa construction et son exploitation en application des décrets. C'est à ce titre que l'ASN définit les prescriptions relatives aux prélèvements d'eau et aux rejets liquides et gazeux de substances issues de l'installation, qu'elles soient radioactives ou non.

#### 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 (législative) 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.

##### LE PRINCIPE DE JUSTIFICATION

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

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

#### LE PRINCIPE D'OPTIMISATION

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

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

#### 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. Ainsi, pour une personne du public, la limite de dose efficace annuelle (article R. 1333-8 du code de la santé publique) reçue 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 cm<sup>2</sup> de peau). Le dépassement de ces limites traduit une situation jugée inacceptable ; il peut donner lieu à des sanctions administratives ou pénales.

#### **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 dont les dispositions sont codifiées dans le code du travail (article R. 231-73 et suivants). Outre les principes de radioprotection, le code du travail fixe des dispositions relatives notamment aux limites de dose des travailleurs, aux règles techniques d'aménagement des locaux de travail à la formation et au suivi dosimétrique et médical des travailleurs, aux situations anormales de travail (exposition exceptionnelle), à l'organisation fonctionnelle de la radioprotection dans l'établissement.

#### **15.1.2 La protection des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants**

L'évolution apportée par la loi du 13 juin 2006 renforce l'intégration des considérations de sûreté, de radioprotection et d'environnement à des fins de protection des personnes contre les risques liés aux activités nucléaires et aux rayonnements ionisants.

##### **15.1.2.1 La protection générale des travailleurs**

Les articles R.231-71 à R.231-116 du code du travail 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 ;

- la limite de dose efficace qui a été réduite à 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 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, qui ont été revues en fonction 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 ;
- les modalités de la surveillance médicale des travailleurs exposés et les missions du médecin du travail.

Des arrêtés d'application, publiés, depuis mars 2003 apportent les précisions nécessaires à la mise en place de ces nouvelles dispositions. Ils portent notamment sur :

- Le zonage : de nouvelles prescriptions relatives à la délimitation des zones surveillées, des zones contrôlées et des zones spécialement réglementées (zones contrôlées particulières) ont été édictées, quel que soit le secteur d'activité, par l'arrêté du 15 mai 2006. Cet arrêté définit, par ailleurs, les règles d'hygiène de sécurité et d'entretien qui doivent être respectées dans ces zones. La délimitation des zones réglementées prend en compte désormais les trois grandeurs de protection que sont la dose efficace pour l'exposition externe et, le cas échéant, interne de l'organisme entier, les doses équivalentes pour l'exposition externe des extrémités et le cas échéant des débits de dose au niveau de l'organisme entier. L'arrêté fixe ainsi des valeurs de référence que le chef d'établissement doit comparer, pour la délimitation des zones, aux niveaux d'exposition externe et interne rencontrés aux postes de travail.
- La personne compétente en radioprotection (PCR) : l'arrêté du 26 octobre 2005 relatif aux modalités de formation de la personne compétente en radioprotection et de certification du formateur distingue désormais trois secteurs d'activités différents (notamment le secteur « INB – ICPE », regroupant les établissements dans lesquels sont implantées une ou plusieurs INB ainsi que ceux comprenant une installation soumise à autorisation au titre des installations classées). La formation comporte un module théorique — commun à toutes les options — et un module pratique, spécifique à chacun des secteurs. La durée et le contenu de la formation de la PCR sont donc modulés en fonction du secteur d'activité où elle exercera, et du type de sources mis en œuvre.
- La dosimétrie : les modalités du suivi médical des travailleurs et de transmission des informations sur la dosimétrie individuelle ont été publiées dans l'arrêté du 30 décembre 2004.
- Les contrôles de radioprotection : les contrôles techniques des sources et appareils émetteurs de rayonnements ionisants, des dispositifs de protection et d'alarme et des instruments de mesure ainsi que les contrôles d'ambiance peuvent être confiés à l'IRSN, au service compétent en radioprotection ou à des organismes agréés en application de l'article R. 1333-44 du code de la santé publique. Les modalités de ces contrôles ont été publiées par arrêté du 26 octobre 2005. Cet arrêté définit, en application des articles R. 231-84 du code du travail et R. 1333-44 du code de la santé publique, la nature et les fréquences des contrôles techniques de radioprotection. Ceux-ci portent sur les sources et les appareils émetteurs de rayonnements ionisants, l'ambiance, les instruments de mesure et les dispositifs de protection et d'alarme, la gestion des sources et des éventuels déchets et effluents produits. Ils sont effectués, pour

partie, au titre du contrôle interne de l'exploitant et, pour l'autre partie, par des organismes extérieurs (les contrôles externes sont obligatoirement réalisés par l'IRSN ou par un organisme agréé en application de l'article R. 1333-44 du code de la santé publique). Les modalités d'agrément de ces organismes ont été définies dans l'arrêté du 9 janvier 2004. L'ASN est désormais chargée d'instruire les demandes d'agrément déposées par les organismes. Une nouvelle liste d'organismes agréés a été publiée par arrêté du 20 mars 2006.

### **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 provenant des activités nucléaires, notamment :

- L'addition intentionnelle de radionucléides naturels ou artificiels dans l'ensemble des biens de consommation et des produits de construction est interdite, sauf dérogation accordée dans des conditions strictement encadrées ; est aussi interdite 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.
- Des limites sont fixées pour les doses reçues annuellement par une personne du public (cf. § 15.1.1.1). 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.

Par ailleurs, dans le code de la santé publique, d'autres mesures prévues liées à des préoccupations environnementales participent à cet objectif de protection générale de la population comme par exemple :

- La création d'un réseau national de mesures de la radioactivité de l'environnement afin de contribuer à l'estimation des doses auxquelles la population est soumise du fait de l'ensemble des activités nucléaires. La mise en place de ce réseau répond à deux objectifs majeurs :
  - le développement de la transparence des informations relatives à l'impact sanitaire du nucléaire en France. L'atteinte de cet objectif est poursuivie par l'obligation réglementaire qui est faite à la majeure partie des acteurs de la mesure (dont les exploitants nucléaires) de transmettre les résultats de leurs mesures au réseau ;
  - la mise en oeuvre d'une politique « qualité » dans le domaine de la mesure de la radioactivité par la mise en place d'un agrément.

L'ASN a la responsabilité de fixer les orientations de ce réseau dont la mise en oeuvre complète est prévue début 2009 et dont la gestion a été confiée à l'IRSN. Elle agréee les laboratoires qui y transmettent des données.

La gestion des déchets et des effluents en provenance des INB et des ICPE est soumise aux dispositions des régimes réglementaires particuliers concernant ces installations. Bien que la directive 96/29 Euratom le permette, la réglementation française n'a pas repris la notion de seuil de libération, 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.

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 INB**

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 des 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 de 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 INB, 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 et l'impact 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 faire l'objet d'un contrôle rigoureux et leur impact effectif régulièrement évalué, en particulier pour les rejets radioactifs qui constituent la véritable spécificité des installations nucléaires.

Les prélèvements d'eau et les rejets d'effluents liquides ou gazeux, radioactifs ou non, sont réglementés par voie d'arrêté ministériel en application du décret n° 95-540 du 4 mai 1995 relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des INB.

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.

L'exploitant communique chaque mois ses résultats en matière de rejets à l'ASN (le programme de surveillance des rejets des centrales nucléaires est présenté en annexe 4). 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.

L'ASN a entrepris de réviser les autorisations de rejet de manière à inciter les exploitants à maintenir leur effort d'optimisation et leur maîtrise des rejets et à fixer des limites plus proches de la réalité des rejets. Cet effort se poursuit depuis plusieurs années (55% des installations sont actuellement intégralement réglementées par des dispositions prises en application du décret n° 95-540 précité). Les améliorations induites par l'application de ces dispositions justifient que cette démarche soit poursuivie.

Les exploitants d'INB sont astreints à calculer annuellement l'impact induit par l'exploitation de leur installation. Ces calculs montrent le respect de la valeur maximale d'exposition du public de 1mSv/an.



Ce calcul est fait sur la base d'un groupe de référence défini pour chaque installation comme le groupe homogène d'individus le plus susceptible d'être exposé à l'impact de l'installation. Les habitudes de vie et la configuration locale sont prises en compte. 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.

Le décret n° 95-540 a marqué une étape importante pour une meilleure maîtrise des procédures administratives encadrant les rejets d'effluents des INB dans l'environnement.

## **15.2 Mesures prises en radioprotection 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 de « propreté radiologique » ainsi que 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 par an et par réacteur est passée de 2,4 homme.Sv en 1992 à 1,08 homme.Sv en 2000 puis 0,69 homme.Sv fin 2006. Des dispositions particulières ont été mises en œuvre pour limiter les doses individuelles les plus élevées. Le nombre maximum d'intervenants (personnel EDF et prestataires) dont la dose est comprise entre 16 et 20 mSv, qui est la limite réglementaire, est de 17 en 2006.

EDF a lancé, dès 2000, une nouvelle démarche ALARA qui 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.

- Réduction de la contamination des circuits

La contamination des circuits est une des composantes à l'origine des expositions. Sa maîtrise contribue à diminuer les doses en fonctionnement et surtout à l'arrêt. Dans ce cadre des actions sont à l'étude ou 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).

Le retour d'expérience étranger (Etats-Unis, Allemagne, Japon ...) montre que l'injection de zinc maîtrisée dans le circuit primaire vise à réduire la contamination surfacique en cobalt (cobalt 58 et cobalt 60). Des expérimentations ont été lancées en France dès 2004, pour une durée minimum de 3 cycles chacune, sur 2 tranches REP à Bugey.

Selon le retour d'expérience étranger, une diminution de la contamination surfacique en cobalt entre 10 et 15% par cycle d'injection, peut être attendue. Ainsi, après deux cycles d'injection sur une tranche délivrant des doses élevées, l'activité déposée en Co58 a diminué de 20% tandis que l'activité du Co60 est inchangée. Par ailleurs, aucun effet négatif sur le combustible, les effluents ou les déchets n'a été constaté. Le zinc appauvri (à moins de 5% de <sup>64</sup>Zn) est utilisé majoritairement par les exploitants pour limiter la quantité de zinc radioactif dans le circuit primaire et l'impact sur le spectre type des déchets.

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

La réussite des opérations de décontamination menées en 2004 sur la tranche 2 de Chinon avec l'appui national a permis de valider la méthode. Depuis, Flamanville 1 a été assainie en 2006 et Gravelines 3 et Bugey 2 sont programmées respectivement en 2007 et 2008.

▪ Préparation des interventions en optimisant les doses

Le processus est le suivant :

- effectuer une évaluation dosimétrique prévisionnelle (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 réduire 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.

Cette analyse dosimétrique, allant de l'évaluation initiale à l'optimisation finale et se concluant par l'intégration du retour d'expérience, est maintenant réalisée à l'aide d'une nouvelle application informatique dénommée PREVAIR, commun à l'ensemble des sites nucléaires, des ingénieries du Parc, et en cours de déploiement auprès des entreprises prestataires.

Lors de la préparation des interventions, PREVAIR permet l'élaboration et l'optimisation des Évaluations Dosimétriques Prévisionnelles pour chaque intervention.

En phase de réalisation, PREVAIR permet d'assurer une collecte automatisée et un suivi des doses intégrées par intervention. Par ailleurs, couplé à de nouveaux dosimètres à alarme dont sont dotés progressivement les sites nucléaires, ce système permet une protection renforcée de chaque intervenant en adaptant les seuils d'alarme de leur dosimètre au prévisionnel dosimétrique de leur intervention.

En fin d'intervention, PREVAIR permet la constitution d'un retour d'expérience par l'archivage des doses intégrées sur chaque intervention.

La dosimétrie opérationnelle mise en place à EDF au début des années 1980, informatisée au début des années 1990, 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 repris 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.

En complément, pour maîtriser le risque d'exposition aiguë, EDF a mis en place une démarche de sécurisation des contrôles radiographiques, en étroite collaboration avec les prestataires de gammagraphie industrielle.

- Utilisation et diffusion du retour d'expérience

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'alerte 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. Le contrôle de la dose des intervenants, réalisé en entrée de zone contrôlée, tient compte non seulement de leur dose 12 mois, mais aussi de leur prévisionnel dosimétrique. 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 sur un suivi renforcé afin de prévenir tout dépassement de limite réglementaire.

Les métiers identifiés comme les plus exposés (calorifugeurs, soudeurs, mécaniciens et personnels de logistique) font l'objet d'un suivi particulier qui porte ses fruits, puisque les doses individuelles bien qu'élevées sont en diminution constante depuis 4 ans.

La spécialité calorifugeurs dont la dose moyenne individuelle est la plus haute fait l'objet d'actions d'amélioration matériels et organisationnelles en partenariat avec les entreprises prestataires.

## 15.2.2 Radioprotection du public

### 15.2.2.1 Rejets d'effluents

La réglementation sur les rejets d'effluents radioactifs est constituée de textes généraux décrits en 15.1.4 et 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 pour assurer une 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 est de l'ordre de 1 à quelques microSievert par an environ, calculé pour le groupe de référence vivant à proximité d'une centrale. 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).

#### **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 héliportée...) et en campagnes hydroécologiques.

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

Suite à la mise en place par les Autorités Françaises du Réseau National de Mesure de la radioactivité de l'Environnement, tous les laboratoires environnement des centrales EDF se sont engagés dans une démarche d'agrément à ce réseau, passant par une accréditation selon la norme ISO 17025.

Les deux premières centrales EDF, pilotes sur ce dossier, Belleville et Fessenheim, ont obtenu cette accréditation par le COFRAC en janvier 2007.

Par ailleurs, un suivi radioécologique est effectué chaque année 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.

De plus un bilan décennal, comparable au « point zéro » effectué au moment de la mise en service de la première tranche d'un site, doit être fait. Tous les sites ont maintenant réalisé leur premier bilan décennal. Les deuxièmes bilans décennaux, commencés en 1998 avec Fessenheim ont été réalisés sur Cruas en 2004, St-Alban et Paluel en 2005 et Flamanville en 2006.

Ainsi, à fin 2006, 12 CNPE sur 19 avaient réalisé leur deuxième bilan décennal.

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 des dosimètres passifs 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 services compétents en radioprotection, 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, sont de l'ordre de 5 TBq par an et ne dépassent pas le centième des rejets autorisés en fonctionnement normal. L'impact dosimétrique est, en conséquence, très faible, largement inférieur à 0,1  $\mu$ Sv/an.

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 30 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 2,2 homme.Sv, soit une dose totale moyenne annuelle inférieure à 0,075 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 0,040 homme.Sv/an en 2002, 2003, 2004, 2005 et 2006). 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 : un seul agent a dépassé en 2006 une dose annuelle supérieure à 5 mSv; la dosimétrie totale (personnel + prestataires) restant inférieure à 0,12 homme.Sv pour les personnes munies d'un dosimètre opérationnel.

### 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 2005 aucun agent n'a reçu une dose annuelle supérieure à 10 mSv, la dose individuelle moyenne ne dépassant pas 0,67 mSv pour le personnel de catégorie A, malgré l'ampleur des travaux effectués dans le cadre du renforcement de la tenue au séisme et des opérations de maintenance et de jouvence très lourdes effectuées durant le grand arrêt de cette année. La dosimétrie moyenne totale (personnel + chercheurs + prestataires) reste inférieure à 0,05 mSv pour les 2000 personnes portant un dosimètre.

Les rejets gazeux sont de l'ordre 10 à 20 % de l'autorisation en tritium, et tout au plus de quelques % 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

L'ASN œuvre à définir les orientations en matière de surveillance de l'environnement. Elle anime pour cela un groupe de travail pluraliste (associations, représentants de ministères, IRSN, CLI...) en vue de formaliser une stratégie de surveillance de la radioactivité. La mise en œuvre de cette stratégie répondra à l'exigence de l'article 4 de la loi du 13 juin 2006.

La surveillance générale du niveau de radioactivité du territoire est assurée par l'IRSN. En complément de cette surveillance, les exploitants des INB sont astreints par leurs arrêtés de rejets à procéder à une surveillance de la radioactivité à proximité de leur installation.

Les objectifs de la surveillance radiologique de l'environnement menée par l'IRSN sont les suivants :

- Vérifier l'état sain et conforme des niveaux radiologiques dans l'environnement en lien avec un dispositif d'alerte ;
- Contribuer au contrôle des sources radioactives et participer au respect et à l'évolution de la réglementation sur les installations susceptibles de rejeter des radionucléides dans l'environnement ;
- Observer l'évolution spatiale et temporelle de la qualité radiologique des milieux afin d'évaluer les améliorations de la gestion des sources d'émissions radioactives ;
- Mettre à disposition de la population des éléments d'information sur l'état radiologique de l'environnement de la chaîne alimentaire.

### 15.4.1 Surveillance générale de l'environnement

La surveillance de l'environnement est réalisée au travers de réseaux de mesure et de prélèvement dédiés à :

- La surveillance de l'air (aérosols, eaux de pluie, activité gamma ambiante) ;
- La surveillance des eaux de surface (fleuves) et des eaux souterraines (nappes phréatiques) ;
- La surveillance de la chaîne alimentaire de l'homme (lait, céréales, ration alimentaire) ;
- La surveillance continentale terrestre (stations de référence éloignées de toute installation industrielle).

Pour ce faire, deux approches sont utilisées :

- La surveillance en continu in situ par des systèmes autonomes (réseaux de télésurveillance) permettant la transmission en temps réel des résultats parmi lesquels on trouve :
  - Le réseau Téléray (radioactivité gamma ambiante de l'air) qui s'appuie sur 180 balises de mesure ;
  - Le réseau Sara (radioactivité des aérosols atmosphériques) ;
  - Le réseau Hydrotéléray (surveillance des principaux fleuves, en aval de toutes installations nucléaires et avant leur sortie du territoire national) ;
  - Le réseau Téléhydro (surveillance des eaux usées au sein des stations d'épuration de grandes agglomérations françaises) ;
- Le traitement et la mesure en laboratoire d'échantillons prélevés dans différents compartiments de l'environnement à proximité ou non d'installations susceptibles de rejeter des radionucléides (réseaux de prélèvements, OPERA notamment)

### 15.4.2 Contrôle dans l'environnement des réacteurs nucléaires

La surveillance des rejets des réacteurs nucléaires est en premier lieu de la responsabilité de l'exploitant. Les autorisations de rejet prévoient les contrôles minimaux que l'exploitant doit mettre en œuvre. Ces contrôles portent notamment sur les effluents (suivi de l'activité des rejets, caractérisation de certains effluents avant rejet...). Ils comportent également des dispositions relatives à la surveillance dans l'environnement (contrôle à mi-rejet, prélèvement de lait, d'herbe...). Enfin, des mesures de paramètres connexes sont imposées (météorologie notamment). La nature de la surveillance de l'environnement autour des centrales nucléaires est présentée en annexe 4.

Les résultats des mesures réglementaires doivent être consignés dans des registres qui sont communiqués mensuellement à l'ASN qui en assure un contrôle.

Par ailleurs, les exploitants transmettent régulièrement à l'IRSN, pour analyse, un certain nombre de prélèvements réalisés dans les rejets. Les résultats de ces contrôles, dits « croisés », sont communiqués à l'ASN.

La nature du programme de contrôles croisés, précisée par l'ASN, vise à asseoir la conviction que les résultats obtenus par les exploitants sont justes.

Enfin, l'ASN s'assure par des inspections inopinées que les exploitants respectent bien les dispositions réglementaires. Au cours de ces inspections, des inspecteurs de la sûreté nucléaire, éventuellement assistés d'un technicien d'un laboratoire spécialisé et indépendant, vérifient le respect des autorisations, font prélever des échantillons dans les effluents ou l'environnement et les font analyser par ce laboratoire. Depuis 2000, l'ASN réalise de 10 à 30 inspections avec prélèvements par an (17 en 2006).



## **15.5 Bilan de la surveillance et des contrôles réglementaires**

### **15.5.1 Doses reçues par les travailleurs du nucléaire**

Les nouvelles modalités d'agrément des organismes chargés de la dosimétrie des travailleurs ont été publiées fin 2003 (arrêté du 6 décembre 2003). Elles ont été complétées fin 2004 par un arrêté (du 30 décembre 2004) qui fixe les modalités de suivi médical des travailleurs et de transmission des informations sur la dosimétrie individuelle.

Plusieurs organismes (6 en 2005) ont été agréés pour assurer la surveillance dosimétrique (dosimétrie passive ou dosimétrie interne). Les résultats doivent cependant être systématiquement transmis à l'IRSN qui assure la gestion du fichier national des doses (le nouveau système SISERI a été mis en place en février 2005).

En matière de dosimétrie opérationnelle, la personne compétente en radioprotection (PCR) est tenue de communiquer périodiquement à l'IRSN les doses enregistrées.

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 d'un dosimètre passif pour les travailleurs susceptibles d'être exposés, complétés le cas échéant par un dosimètre opérationnel pour les travailleurs intervenant en zone contrôlée, 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).

Le bilan du suivi dosimétrique des personnes travaillant dans les INB est établi tous les ans par l'IRSN; le dernier bilan publié, celui de 2005, montre que, cette année-là, seuls 2 travailleurs dans l'industrie nucléaire avaient reçu des doses excédant la limite réglementaire de 20 mSv mais demeurant inférieures à 50 mSv.

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

Les résultats de la surveillance radiologique du territoire sont publiés annuellement par l'IRSN. A titre d'illustration on retiendra les résultats obtenus par les réseaux de mesure en continu du débit de dose gamma ambiant et de TLD qui sont présentés en annexe 4.

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.

### **15.5.3 Contrôle des rejets**

Les exploitants d'INB sont astreints à la publication d'un rapport annuel présentant les rejets de leurs installations. Les graphiques présentés en annexe 4 illustrent l'évolution significative des rejets des centrales nucléaires au cours des dix dernières années.

## 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

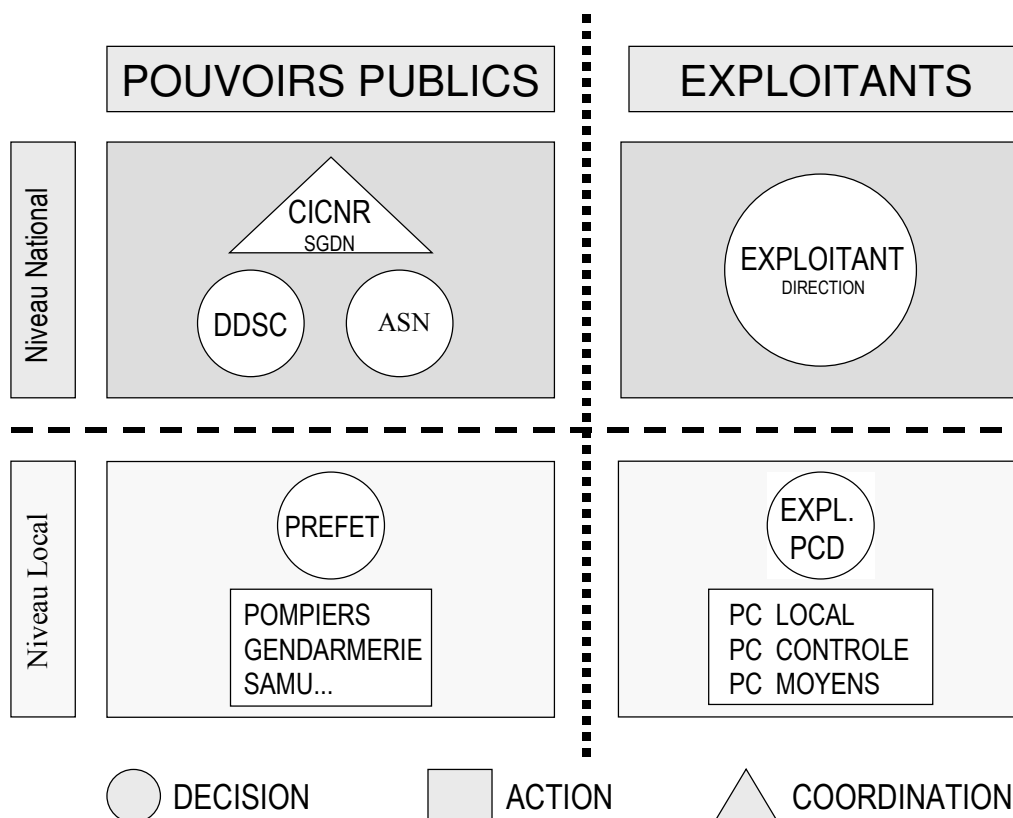
L'organisation des pouvoirs publics en cas d'incident ou d'accident est fixée par un ensemble de textes juridiques portant sur la sûreté nucléaire, la radioprotection, l'ordre public et la sécurité civile ainsi que les plans d'urgence.

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

- le décret n° 2005-1158 du 13 septembre 2005 relatif aux plans particuliers d'intervention ;
- le décret n° 2005-1157 du 13 septembre 2005 relatif au plan ORSEC ;
- le décret n° 2005-1156 du 13 septembre 2005 relatif au plan communal de sauvegarde.

La loi du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire prévoit que l'ASN assiste le Gouvernement pour toutes les questions de sa compétence et précise les missions de l'ASN. Ces missions sont détaillées au point 16.2.1.

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



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

Deux directives interministérielles des 30 mai 2005 et 30 novembre 2005 précisent les modalités d'application en France de ces textes et confient à l'ASN la mission d'autorité nationale compétente.

Des exercices sont réalisés de façon régulière, à la fois pour entraîner les équipes de crise et pour tester les moyens et les organisations en vue d'identifier 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 le 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 du 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 ainsi que l'ASN s'organisent pour conseiller le préfet sur les mesures à prendre, notamment en lui fournissant, comme le fait également l'exploitant, les informations et avis susceptibles de lui permettre d'apprécier l'état de l'installation, l'importance de l'incident ou de l'accident et ses évolutions possibles.

Les principaux intervenants sont les suivants :

- Ministère chargé de l'intérieur : la direction 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 renforts matériels et humains pour la sauvegarde des personnes et des biens ;
- Ministère chargé de la santé : qui assure la mission de protection sanitaire des personnes contre les effets des rayonnements ionisants ;
- Ministères chargés de la sûreté nucléaire : 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 responsabilité ou se produisant au cours d'un transport de matières radioactives ;
- Secrétariat général de la défense nationale (SGDN) : le SGDN assure le secrétariat du comité interministériel aux crises nucléaires ou radiologiques (CICNR). Il est chargé de veiller à la cohérence interministérielle des mesures planifiées en cas d'accident, à la planification d'exercices et à leur évaluation. Le CICNR est un comité réuni sur l'initiative du Premier Ministre. Sa mission est de coordonner l'action gouvernementale en cas de situation d'urgence radiologique ou nucléaire. En 2006, le CICNR a été réuni à l'occasion de l'exercice majeur de crise nucléaire qui a été réalisé à Chinon, le 9 novembre 2006.
- Météo France est chargée d'assister les pouvoirs publics notamment lors d'un rejet accidentel ou lorsqu'il existe un risque de rejet de matières dangereuses dans l'atmosphère.
- L'ASN, au titre de la loi du 13 juin 2006 est associée à la gestion des situations d'urgence radiologique. Elle assiste le gouvernement pour toutes les questions de sa compétence et informe le public de l'état de sûreté de l'installation à l'origine de la situation d'urgence. L'organisation de l'ASN s'appuie notamment sur ses divisions en région et sur son appui technique, l'IRSN.

### 16.1.3 Les plans d'urgence

#### 16.1.3.1 Le principe général

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

Le PUI, 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 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. La démarche repose principalement sur une approche théorique conservatrice conduisant à estimer des termes sources puis à calculer leur dispersion dans l'environnement et enfin à évaluer l'impact radiologique.

Sur la base de niveaux d'intervention définis par le ministère de la santé, il est alors possible de définir dans les PPI les actions de protection de la population paraissant justifiées pour limiter l'impact direct du rejet. Parmi les actions 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 REP pourrait conduire à décider, dans un délai de 12 à 24 heures, la mise à l'abri des populations et l'ingestion d'iode stable dans un rayon de 10 kilomètres et l'évacuation des populations dans un rayon de 5 kilomètres.

Il faut noter que les PPI 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, l'ASN, avec l'appui de l'IRSN, doit assurer une quadruple mission :

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

#### **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 l'ASN de faire part au préfet de sa position à ce sujet, à la suite de l'analyse menée par l'IRSN. Cette analyse porte à la fois sur le diagnostic de la situation (compréhension de la situation de l'installation accidentée) et sur le pronostic (évaluation des développements possibles à court terme, et notamment des rejets radioactifs). Cet avis porte également sur les mesures à mettre en œuvre pour la protection sanitaire du public.

### **16.2.1.3 La diffusion de l'information**

L'ASN intervient de plusieurs façons dans la diffusion de l'information :

- information des médias et du public : l'ASN contribue à l'information des médias et du public sous différentes formes (communiqués de presse, site Internet, conférences 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 : l'ASN tient informés les ministres concernés, ainsi que le SGDN chargé d'informer le Président de la République et le Premier ministre ;
- information des organismes de sûreté étrangers : sans préjudice de l'application des conventions internationales signées par la France pour l'échange d'informations en cas d'incident ou d'accident pouvant avoir des conséquences radiologiques, l'ASN 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**

L'ASN assure la mission d'autorité compétente au titre des conventions internationales (convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire 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, l'ASN met en place, avec ses divisions territoriales et avec son appui technique l'IRSN, l'organisation suivante :

AU NIVEAU NATIONAL :

- un échelon de décision ou poste de commandement direction (appelé PCD ASN), situé au centre de crise de l'ASN à Paris. Cet échelon est dirigé par le directeur général de l'ASN 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 l'ASN, distinct du chef du PCD, est désigné pour représenter l'ASN auprès des médias ;
- une cellule d'information placée à proximité du PCD de l'ASN, animée par un représentant de l'ASN avec l'aide d'agents du service de la communication du Ministère de l'économie, des finances et de l'emploi.

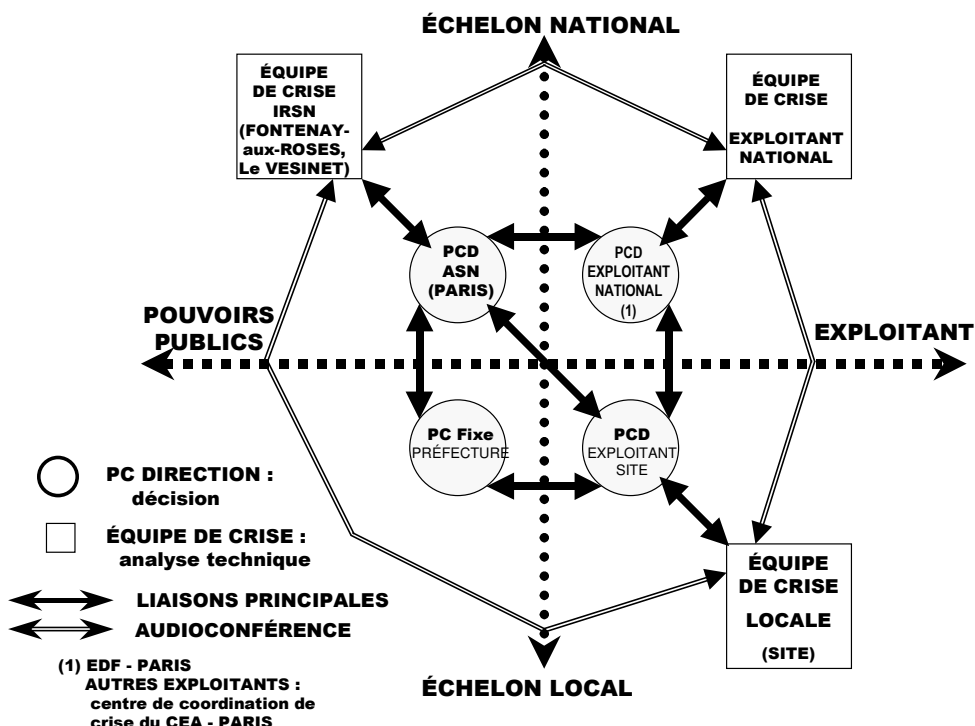
- une équipe d'analyse dirigée par le directeur général de l'IRSN ou son représentant. Cette équipe est installée au centre technique de crise (CTC) de l'IRSN. Elle doit travailler en étroite coordination avec les équipes techniques de l'exploitant pour parvenir à une convergence de vues sur l'analyse de la situation accidentelle et la prévision de ses développements et de ses conséquences.

**AU NIVEAU LOCAL :**

- une mission locale auprès du préfet, principalement composée de représentants des divisions territoriales de l'ASN, 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 l'ASN ;
- une mission locale sur le site accidenté, également constituée de représentants des divisions territoriales de l'ASN, 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.

L'ASN et son appui technique l'IRSN ont signé avec les principaux exploitants nucléaires des protocoles d'accord sur la mise en place de l'organisation de crise. Ces protocoles désignent les responsables en cas de crise et définissent leurs rôles respectifs et leurs modes de communication.

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 l'ASN

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

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

Au cours de la période considérée, ce centre d'urgence a été mis en œuvre en situation réelle à plusieurs occasions dont le détail est donné dans le tableau ci-dessous :

#### Grèvement en situation réelle du centre d'urgence de l'ASN

Date	Site	Alerte	Événement
2 et 3 décembre 2003	CNPE de Cruas puis CNPE du Tricastin et BCOT à Pierrelatte	Générale	Violentes intempéries sur la vallée du Rhône
16 mai 2004	CNPE de Cattenom	Générale	Incendie dans zone non nucléaire
30 septembre 2005	CNPE de Nogent-sur-Seine	Générale	Incident sur un des réacteurs suite à une aspersion d'eau sur les armoires électriques du réacteur
27 octobre 2005	CNPE du Blayais	Générale	Augmentation de pression du circuit de refroidissement du cœur d'un réacteur
20 juin 2006	Lorraine	Restreinte	Élévation de la radioactivité (déclenchement de balise le 18 juin 2006 à Nancy et rumeur à l'hôpital militaire de Metz)
8 décembre 2006	CEA de Cadarache	Générale puis restreinte	Incendie dans une cellule d'une ICPE
5 avril 2007	RN4 à Fère-Champenoise (Marne)	Restreinte	Accident de la circulation impliquant une camionnette transportant un colis radioactif
10 avril 2007	CNPE de Dampierre	Générale	Incident sur le réacteur n°3 suite à une défaillance de l'alimentation électrique
16 avril 2007	Saône-et-Loire	Restreinte	Chute pendant le transport par route d'un colis contenant du matériel contaminé parti du CNPE de Dampierre vers BCOT

Comme l'ont démontré ces événements, le système d'alerte de l'ASN permet la mobilisation rapide des agents de l'ASN, 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 diffuse également l'alerte à des agents de la DDSC, du SGDN et de Météo-France. Ce système est régulièrement testé lors de la réalisation d'une dizaine d'exercices annuels ainsi que lors de la survenance de réelles situations d'urgence.

Le centre d'urgence est raccordé, en plus du réseau téléphonique public, à plusieurs réseaux indépendants d'accessibilité restreinte qui permettent de disposer de lignes directes ou dédiées sécurisées avec les principaux sites nucléaires. Le PCD de l'ASN dispose également d'un système de visioconférence utilisé de façon privilégiée avec le CTC de l'IRSN. Par ailleurs, le PCD met en œuvre des équipements informatiques adaptés à sa mission, notamment pour les échanges d'informations avec la Commission européenne et les Etats membres.

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

### **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 1990, 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 l'ASN au moins 6 mois avant la mise en œuvre des matières radioactives dans l'INB. Dans ce cadre, le PUI fait l'objet d'une analyse de l'IRSN et d'un avis du groupe permanent d'experts concerné.

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

#### **16.2.3.2 La participation à l'élaboration des PPI**

En application des décrets du 13 septembre 2005 relatifs au PPI et au plan ORSEC, le préfet est responsable de l'élaboration et de l'approbation du PPI. L'ASN apporte son 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 ou chimiques, et en veillant à la cohérence à ce sujet entre les PPI et les PUI.

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

### **16.3 Le rôle et l'organisation des exploitants de réacteurs**

#### **16.3.1 Le rôle et l'organisation d'EDF**

La mise en place d'une organisation de crise (PUI – Plan d'Urgence Interne) est une obligation réglementaire dont l'objectif est de couvrir les situations présentant un risque notable pour la sûreté des installations, pouvant conduire ou pas à des rejets radioactifs dans l'environnement. L'organisation de crise retenue par l'exploitant nucléaire – EDF – s'inscrit pleinement dans cet objectif.

En dehors de ce champ, il existe aussi une multitude de situations sur une installation pour lesquelles il est nécessaire d'apporter une réponse rapidement. Certaines ont un caractère d'urgence évident : il s'agit des accidents avec blessés et des incendies. D'autres, dont les conséquences à court terme sont moins importantes, sont néanmoins susceptibles de conduire à une crise, si une gestion appropriée n'est pas rapidement mise en œuvre.

Par conséquent, les domaines couverts par l'organisation de crise sont les suivants :

- 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 et/ou dans l'environnement susceptible de conduire à une exposition des personnes travaillant à l'extérieur de la zone contrôlée ou des populations voisines. Les critères de déclenchement d'un PUI Sûreté et Radiologique figurent dans les procédures de conduite accidentelle, les consignes de la protection de site et les fiches d'alarme.
- Il convient de préciser également les autres situations couvertes pour lesquelles une organisation interne adaptée doit être mise en place, de façon anticipée, afin d'éviter le développement d'une véritable crise et d'apporter une réponse appropriée, en rassemblant les ressources nécessaires et adaptées à la situation.

Sans garantir l'exhaustivité des situations autres que le PUI Sûreté et Radiologique, on peut distinguer :

- les situations redevables d'un PUI conventionnel : cette organisation est mise en place en cas d'accidents avec blessés et/ou en cas d'incendie. Dans ce cas, les premières actions de lutte contre l'incendie ou de secours aux personnes reposent sur les équipes des services continus (équipes dite de première et de deuxième intervention). L'appel aux secours extérieurs (SDIS, SMUR, SAMU) est systématique, en cas d'incendie non maîtrisé par le témoin ou en cas de blessé grave ; l'appel aux secours externes précède toujours la mise en oeuvre de ce PUI.
- certaines situations de type agressions externes d'origine climatique ou humaine sont également prises en compte et dans ces cas, l'analyse de l'organisation pour faire face à ces événements est déjà prédéfinie (exemples : risque d'inondation en cas de conditions météorologiques extrêmes, risque de perte source froide en cas de pollution par une nappe dérivante d'hydrocarbures ou actes de malveillance). Pour ces agressions, l'organisation de crise mise en place, tant au niveau local que national, est dimensionnée pour gérer cet événement affectant plusieurs tranches d'un CNPE voire plusieurs sites.

Pour faire face à ces situations, l'organisation de crise choisie par EDF depuis le début de l'exploitation de son parc de production nucléaire repose sur les moyens humains et matériels mobilisables 24h/24 et 7j/7, sur appel d'un CNPE auprès du directeur de Crise National (Directeur de la DPN ou l'un de ses représentants). Le déclenchement du Plan d'Urgence Interne (PUI) ou de l'organisation spécifique pour faire face aux situations décrites ci-dessus, est de la responsabilité du directeur d'unité ou son représentant sur la base de critères de déclenchement préétablis.

L'organisation de crise créée suite au déclenchement comporte un niveau national [la Direction du groupe, la Direction du parc nucléaire et l'Ingénierie] et un niveau local [la Direction de chaque CNPE]. Cette organisation est structurée en équipes (ou Postes de Commandement – PC) qui couvrent les quatre grands domaines nécessaires à la gestion d'une crise (Expertise – Décision – Action – Communication).

La structure de l'organisation de crise d'EDF et les missions des différentes cellules sont décrites ci-après :

#### AU NIVEAU LOCAL

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

Le directeur de crise est responsable de la Sûreté des installations, de la sauvegarde des matériels et de la protection des personnes présentes sur le site. Il est, à ce titre, responsable des décisions

relatives à la conduite des installations (en dehors du domaine des procédures incidentelles et accidentelles) et de la protection des travailleurs intervenant sur le site.

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 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 sur deux équipes d'expertise :

- L'équipe locale de crise (ELC), plus spécifiquement en charge des analyses concernant l'état de l'installation et des prévisions d'évolution,
- Le poste de commandement des contrôles (PCC), responsable des évaluations des conséquences de l'accident sur les populations et l'environnement.

Toutes les informations techniques relatives à l'installation convergent vers l'ELC (messages ou retransmission informatique des paramètres), les informations techniques relatives à la surveillance de l'environnement sont disponibles au PCC. La surveillance de l'environnement en situation accidentelle repose en grande partie sur les moyens de surveillance utilisés en fonctionnement normal. Cette 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 est complété par des moyens de mesures radiométriques disposés sur le pourtour de la clôture et dans l'environnement du site dans un rayon de 10 km. De plus, chaque CNPE dispose de deux véhicules laboratoires équipés de moyens de mesures (exposition externe, contamination, spectrométrie gamma) et de prélèvements.

Les informations météorologiques (caractéristiques du vent – direction et vitesse –, conditions de diffusion atmosphérique – stabilité –, précipitations) sont données par la station météorologique située sur le site ou à proximité. Afin d'établir les conséquences prévisionnelles, en situation accidentelle, une convention nationale prévoit la fourniture au niveau local et national des prévisions météorologiques réalisées par Météo France.

Conformément au protocole particulier EDF / ASN / IRSN, ces deux équipes - ELC et PCC - assurent l'information des équipes techniques nationales (EDF et IRSN) et informe régulièrement le PCD local des événements susceptibles de modifier la stratégie de gestion de crise (exemples : perte ou récupération d'un système de sauvegarde, détection d'un 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 logistiques 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, gestion des points de regroupement,
- maîtrise d'œuvre des télécommunications pour l'ensemble des PC,
- organisation des travaux et interventions particulières sur les matériels,
- soutien logistique aux secours externes et aux équipes de crise.

#### AU NIVEAU NATIONAL

Le poste de commandement direction national (PCD-N) est dirigé par le responsable de la Division Production Nucléaire. En relation permanente avec le PCD local, il coordonne les actions de l'ensemble

de l'organisation de crise EDF, conseille la direction du CNPE concerné par l'événement (définition des orientations de la gestion de l'événement sous tous ses aspects techniques, organisationnels et médiatiques) et assure l'information de la Présidence d'EDF et des Pouvoirs Publics au niveau national ainsi que des autres CNPE.

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

L'ETC-N a deux missions principales :

- Une mission d'appui technique au PCD-N qui consiste 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 terme (pronostic). En liaison permanente avec l'équipe locale de crise, et l'équipe de crise de l'IRSN, elle confronte ses résultats, en vue de compléter l'information du PCD-N.
- Une mission d'assistance technique au site en liaison avec l'ELC et le PCC. L'ETC-N émet des avis et recommandations pour la gestion de l'installation et sur les aspects environnement.

La coordination entre les différentes équipes évoquées ci-dessus ne peut être menée correctement que si elles disposent simultanément des bonnes informations en temps utile et si elles sont capables de communiquer entre elles aisément. Les moyens de télécommunication disponibles pour les intervenants constituent un point essentiel de l'organisation. Les paramètres de l'état de l'installation sont transmis aux équipes de crise (locale et nationale) par des moyens automatiques et des moyens de télécommunication (Fax, messages pré-formatés). Les informations échangées entre les différents PC sont supportées par un réseau téléphonique dédié à EDF et à la crise, ce qui garantit la non-saturation des réseaux.

Le maintien des compétences des personnes intervenant et des organisations mobilisées s'obtient par la formation des différents intervenants et la réalisation d'exercices périodiques. A cette fin, des exercices sont réalisés régulièrement (exercices internes CNPE, exercices nationaux internes EDF et exercices nationaux avec les pouvoirs publics locaux et nationaux) ; ils permettent de vérifier le caractère opérationnel du Plan d'Urgence Interne, de valider les options retenues, de corriger les défauts éventuels de l'organisation et de contribuer à former le personnel.

Les retours d'expérience sur les crises déjà vécues et issus de l'ensemble des exercices sont des sources d'amélioration qui permettent de faire progresser la préparation et le dispositif de crise ainsi que la nécessaire coordination entre les Pouvoirs Publics et l'exploitant..

Les enseignements des exercices font l'objet d'une capitalisation au niveau local et au niveau national, afin de faire partager les bonnes pratiques mais aussi de pointer les faiblesses et d'apporter des actions correctives au niveau local, voire des modifications d'orientation au niveau national.

### **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,
- 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. Pour la mise en vigueur de ce PUI en 2004, trois exercices ont été réalisés au niveau CEA et un avec les pouvoirs publics.

En 2005, un exercice incendie a mobilisé la participation de pompiers extérieurs au site de Marcoule et a été l'occasion de déclencher le PUI.

### **16.3.2.2 Application aux autres centres du CEA**

En juin 2006, un exercice de crise national s'est déroulé à Saclay, impliquant le réacteur Osiris. Le scénario se traduisait par un relâchement hypothétique de gaz rares et de produits de fission à la cheminée, nécessitant la mise en œuvre du PUI et du PPI.

Cet exercice a permis :

- de tester le déclenchement de l'organisation nationale de crise du CEA et des pouvoirs publics,

- d'évaluer la capacité du CEA à demander des moyens de renfort,
- de mesurer la capacité de mise à l'abri des populations afin de limiter l'exposition aux risques,
- d'appréhender la problématique « mesures » (réaliser rapidement des mesures, les exploiter et remonter les informations au préfet pour prise de décision).

Tous ces exercices de crise sont organisés pour tester en conditions réelles l'organisation de crise, pour entraîner les équipes de crise, tester les moyens et les organisations en vue d'identifier les dysfonctionnements éventuels et faire progresser l'ensemble du dispositif.

### **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 CEA-Grenoble et, selon les cas, met en œuvre les dispositions prévues dans son PUI, remis totalement à jour fin 2004.

Cette organisation repose sur :

- un PC Direction (PCD), appelé PCD d'intervention dans le PUI,
- un PC technique réacteur.

#### **16.3.3.1 Le PCD ILL**

Il 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 (ASN).

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 de 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

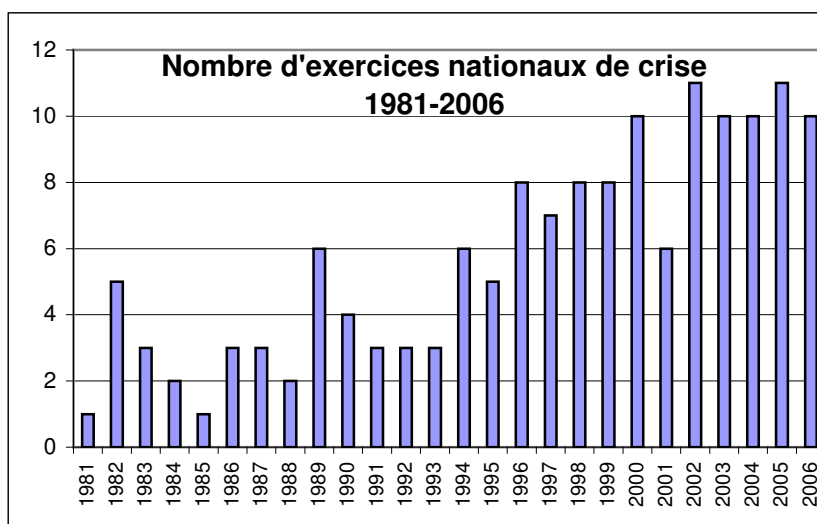
En cas d'incident ou d'accident survenant à l'ILL, et à la demande du directeur de l'ILL (ou de son suppléant), le directeur du CEA de Grenoble (ou son suppléant) peut mettre à disposition de l'ILL des moyens techniques et humains adaptés à la situation :

- locaux de repli permettant la gestion de la crise,
- experts spécialisés dans la surveillance de l'environnement,
- personnel d'intervention (FLS, SPR, SST).

## 16.4 Les exercices de crise

### 16.4.1 Les exercices nationaux de crise nucléaire

Il convient de ne pas attendre un accident significatif en France pour mettre à l'épreuve en conditions réelles l'organisation décrite précédemment. A cette fin, des exercices sont réalisés de façon régulière, à la fois pour entraîner les équipes de crise et pour tester les moyens et les organisations en vue d'identifier les dysfonctionnements éventuels. Outre les exercices organisés par les exploitants pour tester leur organisation interne, la réalisation d'un exercice national de crise tous les trois ans sur chaque site possédant une INB apparaît comme un juste compromis entre l'entraînement des personnes et le délai nécessaire pour faire évoluer les organisations. Ainsi, depuis les années 1980, le nombre d'exercices nationaux a été notablement accru pour s'établir en 2006, à 10 exercices, comme représenté sur le graphique suivant :



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

A titre d'exemple, pour 2006, l'ASN a préparé un programme d'exercices nationaux de crise nucléaire, annoncé aux préfets par une circulaire du 28 décembre 2005 qui prévoyait notamment deux variantes d'exercices :

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

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 présente, à titre d'exemple, les caractéristiques essentielles des exercices nationaux menés en 2006 et ayant concerné des réacteurs : chaque site équipé de réacteurs électronucléaires subit un exercice tous les trois ans.

<b>SITE NUCLÉAIRE</b>	<b>DATE DE L'EXERCICE</b>	<b>DOMINANTE DE L'EXERCICE</b>	<b>CARACTERISTIQUES PARTICULIERES</b>
Civaux (CNPE)	21 mars 2006	Sécurité civile	Mise en œuvre des plans communaux de sauvegarde
CEA Saclay impliquant le réacteur OSIRIS	13 juin 2006	Sécurité civile	Volet sanitaire avec quelques blessés contaminés
Chooz (EDF)	22 juin 2006	Sécurité civile	Observateurs belges et canadiens
Paluel (EDF)	19 septembre 2006	Sécurité civile	Bouclage de la zone et évacuation du personnel EDF
Cruas (EDF)	5 octobre 2006	Sûreté nucléaire	
Chinon (EDF)	9 novembre 2006	Sécurité civile	Exercice majeur impliquant les cabinets ministériels
Bugey (EDF)	23 novembre 2006	Sécurité civile	Interdépartementalité testée Ain/Isère
Cattenom (EDF)	7 décembre 2006	Sécurité civile	Alerte des autorités allemandes et luxembourgeoises



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

Les exercices de crise ont notamment permis de faire évoluer les procédures et les doctrines. Ainsi, pour éviter l'exposition des intervenants chargés de réaliser la distribution de comprimés d'iode pendant la phase de rejet, les pouvoirs publics ont décidé d'assurer une distribution préventive de comprimés d'iode dans un rayon de 10 km autour des centrales nucléaires. En outre, pour tenir compte des accidents à cinétique rapide, qui ne laissent pas le temps nécessaire à l'intervention des pouvoirs publics, il a été décidé d'intégrer une phase réflexe dans les PPI conduisant à mettre à l'abri les populations en les alertant par un réseau de sirènes ou tout autre moyen d'alerte téléphonique.

En 2006, la mise en œuvre systématique d'audioconférences décisionnelles a permis d'assurer une meilleure cohérence des actions de protection des travailleurs et des populations décidées par l'exploitant et les pouvoirs publics.

#### **16.4.2 Les exercices internationaux et la coopération internationale**

L'ASN entretient des relations internationales afin d'échanger sur les bonnes pratiques qui ont pu être observées lors d'exercices pratiqués à l'étranger. Dans ce cadre, au cours de l'année 2006, l'ASN :

- a participé à un séminaire international des exercices du type INEX 3, organisé à Paris par l'AEN, sur le thème post-accidentel ;
- a reçu des délégations étrangères en tant qu'observateurs des exercices organisés par la France (Canada, Belgique, auditeurs de la mission IRRS).

L'ASN a participé aux travaux de l'AIEA visant à mettre en œuvre un plan d'action des autorités compétentes en vue d'améliorer l'échange d'information international en cas de situation d'urgence radiologique. Dans le cadre de ce plan d'actions, l'ASN collabore à la définition de la stratégie des besoins et des moyens d'assistance internationale et à la création du réseau de réponse aux demandes d'assistance (ERNET). En outre, l'ASN collabore avec l'AEN pour définir une stratégie pour la réalisation des exercices internationaux.

Par ailleurs, des travaux sont en cours concernant l'assistance internationale en cas d'accident ou de situation d'urgence radiologique prévoyant notamment la constitution d'une banque de données recensant les moyens techniques et humains disponibles ainsi que la définition d'un protocole d'échanges d'informations avec les autorités de sûreté étrangères.

#### **16.4.3 Les enseignements retirés des exercices**

Les scénarios des exercices de crise mettent généralement en œuvre des rejets de radioactivité simulés à l'extérieur de l'installation accidentée. Ceci permet d'entraîner l'ensemble de l'organisation nationale de crise, et plus particulièrement les services de secours locaux, aux risques et aux conséquences d'une contamination radioactive des populations, des habitats, des chaînes alimentaires et de l'environnement. Les premières actions de protection sont généralement prises sur la base d'estimations et de calculs très conservatifs. Cependant, à plus long terme, les mesures de la radioactivité autour de l'installation sont cruciales pour élaborer la réaction des pouvoirs publics face aux événements.

Le retour d'expérience des exercices a montré que les résultats des mesures arrivaient avec des délais importants aux experts et aux décideurs. Face à ce constat, les acteurs nationaux ont travaillé sur l'amélioration de l'organisation et sur les procédures. Cette réflexion a donné naissance à la directive interministérielle du 29 novembre 2005 précitée. Cette directive doit désormais

être déclinée dans les plans de secours, aux fins d'établir des programmes locaux de mesures adaptés aux installations

Chaque installation nucléaire doit participer tous les trois ans à un exercice de crise national impliquant l'ensemble de l'organisation nationale de crise. Il a été constaté que les différentes préfectures impliquées dans ces exercices sont en progrès constant. Afin de ne pas enrayer cette amélioration continue, les scénarios des exercices sont plus complexes et intègrent de plus en plus de paramètres et d'acteurs. Les exercices permettent aussi d'améliorer les procédures existantes :

- les scénarios intègrent de plus en plus souvent une dimension sanitaire nécessitant la gestion de blessés, parfois contaminés, qu'il faut savoir prendre en charge et évacuer dans un environnement menacé ou dangereux ;
- les différents PC de crise ont intégré dans leurs procédures, des audioconférences communes dès que nécessaire afin d'améliorer la compréhension de situations parfois complexes.

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

### **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 ou à l'étranger (accident de Tokai-Mura le 30 septembre 1999, par exemple).

#### **16.5.1 Les mesures de protection des populations**

Lors des exercices de crise nationaux, l'ASN s'est attachée à parfaire les recommandations de protection des populations en cas d'accident nucléaire. Ces mesures doivent être adaptées selon la phase considérée : phase de menace, phase d'urgence ou phase post-accidentelle. Les mesures de protection de la population prennent en compte notamment l'importance et la cinétique de l'événement.

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

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

- la mise à l'abri et à l'écoute : les personnes concernées, alertées par une sirène, se mettent à l'abri dans un bâtiment en dur, toutes ouvertures soigneusement closes, et y restent à l'écoute des consignes du préfet ;
- l'ingestion de comprimé d'iode stable : sur ordre du préfet, les personnes susceptibles d'être touchées par ces rejets ingèrent la dose prescrite de comprimés d'iodure de potassium ;
- l'évacuation : en cas de menace imminente de rejets radioactifs importants, le préfet peut ordonner l'évacuation. Les populations sont alors invitées à préparer un bagage, mettre en sécurité le domicile et quitter celui-ci pour se rendre au point de regroupement le plus proche.

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

des niveaux maximum admissibles ont été fixés pour les aliments. Le préfet doit assurer une information régulière de la population sur l'évolution de la situation et de ses conséquences. Il peut rappeler aux personnes qu'elles ne doivent pas prélever, dans leur jardin individuel ou leur exploitation, des végétaux à des fins de consommation pendant la période de mise à l'abri.

### **16.5.2 Les comprimés d'iode**

La troisième campagne de distribution préventive a été effectuée sur tous les sites de centrales nucléaires au cours des années 2005 et 2006 (circulaires des 8 février 2005 et 11 août 2005 relatives à la distribution préventive des comprimés d'iode stable). Dans le cadre de cette campagne de distribution, l'ASN a diffusé à 500 000 foyers environ, un dépliant de présentation du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection.

La méthode retenue consistait à lancer une première phase de distribution des boîtes de comprimés autour des centrales nucléaires exploitées par EDF. Elle était basée sur un système de courrier personnel et nominatif à en-tête des pouvoirs publics et signé par la DDSC, l'ASN et l'Ordre des pharmaciens. Un bon de retrait nominatif à présenter dans une des pharmacies indiquées au dos de la lettre était joint au courrier. Dans une deuxième phase, une distribution complémentaire a été réalisée par envoi direct par courrier de la boîte de comprimés aux foyers qui ne sont pas venus la retirer. Enfin, un stock de boîtes est disponible en permanence dans chaque pharmacie de la zone. Cette méthode a permis de mieux maîtriser la distribution puisqu'elle permet de savoir précisément qui a reçu une boîte. Ainsi le taux final de couverture est proche de 100%. Par ailleurs, elle permet d'engager un partenariat renforcé avec les pharmaciens, ce qui offre la possibilité de disposer de points de contact identiques sur toutes les zones et clairement identifiés sur la durée des 5 ans de validité des comprimés.

Par ailleurs, le Gouvernement a également demandé aux préfets, de planifier la constitution de stocks dans chaque département afin de couvrir le territoire national. 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.

### **16.5.3 Le traitement des conséquences post-accidentelles**

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

En application de la directive interministérielle du 7 avril 2005, l'ASN est chargée, en relation avec les départements ministériels concernés, « d'établir le cadre, de définir, de préparer et de mettre en œuvre les dispositions nécessaires pour répondre à la situation post-accidentelle ». Aux fins d'élaborer une doctrine post-accidentelle, l'ASN s'est d'abord attachée à développer l'aspect post-accidentel lors de la réalisation des exercices nationaux et internationaux (tels qu'INEX3) et à lancer une réflexion globale en fédérant tous les acteurs autour d'un comité directeur chargé de l'aspect post-accidentel : le CODIR-PA. L'ASN s'est fixée un délai de 2 ans pour aboutir à l'élaboration d'une doctrine relative à la phase post-accidentelle. L'exercice réalisé le 9 novembre 2006 autour de la centrale nucléaire de Chinon a notamment permis d'examiner les aspects de levée des mesures de mise à l'abri ainsi que la décontamination du milieu bâti.

### **16.5.4 Perspectives**

Sur la base de travaux précédemment engagés, l'ASN a été mandatée par le Ministre de la santé et des solidarités pour élaborer une nouvelle doctrine sur l'iode en recentrant notamment la stratégie de recours aux comprimés d'iode stable vers les populations les plus exposées et plus particulièrement les personnes de moins de 18 ans et par extension les femmes enceintes, conformément

aux recommandations du Conseil supérieur d'hygiène publique de France (CSHPPF) du 7 octobre 1998 et du 7 décembre 2004. L'objectif est d'aboutir à la présentation d'une nouvelle doctrine qui intégrera aussi les résultats des travaux d'harmonisation conduits parallèlement avec les pays frontaliers au cours de l'année 2007. Ces travaux d'harmonisation ont été entrepris par 5 pays volontaires (Belgique, Luxembourg, Allemagne, Suisse et France) depuis juin 2006 afin de tenter d'harmoniser les recommandations sanitaires qui seraient prises par les autorités suite à un accident nucléaire. Ainsi, par souci de pragmatisme, il a été envisagé de se concentrer sur les premières heures faisant suite à l'alerte tant qu'une coordination internationale n'a pas été mise en place. Ces travaux prévoient d'harmoniser les modes d'estimation des doses, les niveaux d'intervention, les actions de protection et les messages de protection des populations.



## 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 d'une INB, l'exploitant informe l'administration du ou des sites sur lesquels il envisage de construire cette installation. Ainsi, il est 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, les services du ministère chargé de l'industrie y sont étroitement associés. L'ASN, quant à elle, analyse les caractéristiques des sites liées à la sûreté : sismicité, hydrogéologie, environnement industriel et sources d'eau froide notamment.

En outre, en application de la loi du 27 février 2002 relative à la démocratie de proximité, le décret du 22 octobre 2002 relatif à l'organisation du débat public et à la Commission nationale du débat public (CNDP) prévoit que la création d'une INB est 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 hors production électronucléaire d'un coût supérieur à 150 M€ et inférieur à 300 M€.

Des débats publics ont été organisés en 2005 et 2006 pour la construction d'un réacteur nucléaire de type EPR à Flamanville et l'implantation des réacteurs de recherche RJH et ITER à Cadarache.

Par ailleurs les pays voisins sont informés par le Gouvernement français conformément aux traités en vigueur.

Si des données nouvelles concernant les sites (séismes ou inondation notamment), 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**

### **17.2.1 Réacteurs électronucléaires**

#### **CHOIX DU NOUVEAU REACTEUR DE TYPE EPR SUR FLAMANVILLE**

L'évolution du contexte international, l'internationalisation croissante des questions de sûreté et la construction européenne ont conduit au développement d'un réacteur franco-allemand, l'EPR.

Trois régions ont fait acte de candidatures pour accueillir la tête de série EPR. Au terme de cette consultation et sur la base d'un examen attentif des conditions facilitant, dans les meilleurs délais, la construction et la mise en œuvre de la tête de série EPR, EDF a décidé d'étudier l'implantation de ce réacteur à Flamanville, lors de la séance de son Conseil d'administration du 21 octobre 2004.

Ce site a été choisi en fonction de 3 critères :

- la disponibilité des réserves foncières et des pré-aménagements pour de nouvelles unités de production ;
- des conditions environnementales favorables, notamment le bord de mer qui confère au site une capacité importante de refroidissement évitant la construction d'une tour de refroidissement et la géologie du site, à savoir la bonne qualité du rocher pour les fondations et la proximité immédiate des fonds marins.
- la bonne acceptation du projet de la part de la région.

Ces 3 critères découlent de la faisabilité technique d'une part et de la volonté d'EDF d'avoir une date de mise en service de la nouvelle unité en cohérence avec la préparation du renouvellement du parc actuel.

Ils se traduisent par :

- le choix d'un refroidissement en circuit ouvert en bord de mer correspondant à un optimum technique pour le refroidissement de l'installation et pour l'impact sur l'environnement du site de Flamanville, grâce à la bonne dilution des rejets marins et atmosphériques. ;
- l'homogénéité pétrographique du massif granitique (Règle Fondamentale de Sûreté sur les études géologiques et géotechniques (RFS I.3.c)) ;
- une faible sismicité de la zone (Règle Fondamentale de Sûreté sur la détermination du risque sismique (RFS 2001-01)) ;
- un éloignement des gros centres urbains et une faible urbanisation du secteur du CNPE de Flamanville engendrant des risques liés aux industries et aux voies de communication limités du fait de la faible industrialisation alentours (Règle Fondamentale de Sûreté sur la prise en compte des risques liés à l'environnement industriels et aux voies de communication (RFS I.2.d)) ;
- la prise en compte de l'inondation externe, en une plate-forme usine située au-dessus de la cote majorée de sécurité (CMS) calculée à Flamanville (Règles Fondamentales de Sûreté sur la prise en compte du risque d'inondation d'origine externe (RFS I.2.e)).

### **17.2.2 Réacteurs de recherche**

Le site retenu par le CEA à Cadarache pour le réacteur Jules Horowitz (RJH) a été approuvé par l'ASN en 2003.

Depuis, des tirs de mines sur le site ont été menés afin de les calibrer et d'évaluer les incidences sur les installations voisines. De plus, des travaux géotechniques et hydrogéologiques complémentaires ont été menés pour préciser la qualité du massif rocheux supportant les bâtiments sensibles et estimer les bases de dimensionnement du système d'évacuation des eaux en cas de remontée du niveau de la nappe phréatique.

Comme indiqué au §17.1, la création d'une INB est soumise à la procédure du débat public. Dans sa décision n°2004-28 du 28 septembre 2004, la CNDP a recommandé au CEA de mener une concertation sur le projet RJH, visant à assurer l'information du public et à mettre en œuvre des moyens divers d'expression du public. La concertation s'est déroulée sur les mois de mai et juin 2005, avec la tenue de quatre réunions publiques dans les communes environnantes du Centre de Cadarache.

Les questions du public ont porté principalement sur les impacts socio-économiques du projet RJH, telles que les difficultés de circulation routière liée à la concomitance des chantiers RJH et ITER ou encore la nécessité pour les acteurs locaux de prévoir les structures suffisantes devant l'afflux d'une nouvelle population. Les aspects environnementaux ont été aussi abordés, en particulier la gestion de l'eau. La sûreté et la sécurité ont suscité peu de questions.

### **17.3 Analyse de l'Autorité de sûreté**

#### **LE PROJET DE REACTEUR EPR SUR LE SITE DE FLAMANVILLE**

Le 20 octobre 2004, le conseil d'administration d'EDF a retenu le site de Flamanville pour le projet de construction du premier réacteur français de modèle EPR dénommé « Flamanville 3 ». Ce site a été retenu au regard des réserves foncières disponibles, des capacités de transport d'électricité, des contraintes environnementales et des conditions d'accueil du chantier de construction.

Le 1<sup>er</sup> décembre 2004, la CNDP a décidé d'organiser un débat public en considérant notamment que les objectifs, la nature, l'importance du projet et sa place dans la politique énergétique française lui confèrent un caractère d'intérêt national. Dix neuf réunions publiques se sont tenues du 19 octobre 2005 au 18 février 2006.

A l'issue des conclusions du débat public national, EDF a déposé une demande d'autorisation de création le 9 mai 2006.

Le 18 mai 2006, les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie ont informé le préfet de la Manche de la demande déposée par EDF. Le préfet de la Manche a été invité à organiser une enquête publique locale et à donner son avis sur la demande susmentionnée.

Le 7 juin 2006, le préfet de la Manche a transmis pour information aux autorités des îles Anglo-normandes la note de présentation du projet de réacteur de Flamanville 3 et le dossier technique d'enquête publique comportant notamment une étude de dangers et une étude d'impact.

A l'issue de l'enquête publique locale qui s'est déroulée du 15 juin au 31 juillet 2006, le préfet de la Manche a émis un avis favorable le 12 octobre 2006 sur la demande d'autorisation.

En parallèle, avec l'appui de l'IRSN et après consultation du GPR en juillet 2006, l'ASN s'est assurée de l'adéquation de la conception du projet avec les caractéristiques du site de Flamanville. L'ASN n'avait en effet pas d'objection en terme de sûreté au choix du site proposé qui comporte déjà deux réacteurs électronucléaires en exploitation.





## **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 en présente aussitôt que possible, bien avant de faire une demande d'autorisation, les objectifs de sûreté et les principales caractéristiques.

L'ASN demande généralement au groupe permanent d'experts (« GPE ») compétent d'examiner le projet, 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 déposée par l'exploitant auprès de l'ASN qui en assure l'instruction, conjointement avec les ministres chargés de la sûreté nucléaire.

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 ces risques et la description des mesures propres à réduire la probabilité des accidents et leurs effets.

S'ouvre alors une période de consultations menées en parallèle auprès du public et des experts techniques.

##### **18.1.2.2 Consultation du public**

L'autorisation ne peut être délivrée qu'après enquête publique telle que prévue à l'article 29-I de la loi du 13 juin 2006.

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 comprendre la demande d'autorisation, 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.

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 kilomètres 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.

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 à sa propre information. Aussi, toute personne intéressée, quels que soient son lieu de domicile ou sa nationalité, est-elle 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. À la fin de celle-ci, il examine les observations du public consignées dans les registres d'enquête ou qui lui ont été adressées directement. Il transmet un rapport et son avis au préfet dans le mois suivant la clôture de l'enquête.

Dans chaque département concerné par l'enquête publique, le préfet consulte également le conseil général et les conseils municipaux des communes dans lesquelles l'enquête publique est ouverte, ainsi que les services déconcentrés de l'État qu'il estime concernés par la demande.

Si une commission locale d'information est constituée, elle est consultée par le préfet du département d'implantation de l'installation.

Au plus tard quinze jours après avoir reçu le rapport et les conclusions du commissaire enquêteur, le préfet les transmet aux ministres chargés de la sûreté nucléaire et à l'ASN, avec son avis, ainsi que les résultats de l'ensemble des consultations qu'il a effectuées.

#### **18.1.2.3 La constitution d'une commission locale d'information**

Après de tout site comprenant une ou plusieurs INB est instituée une commission locale d'information chargée d'une mission générale de suivi, d'information et de concertation en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et d'impact des activités nucléaires sur les personnes et l'environnement. Elle comprend des représentants des conseils généraux, des conseils municipaux ou des assemblées délibérantes des groupements de communes et des conseils régionaux intéressés, des membres du Parlement élus dans le département, des représentants d'associations de protection de l'environnement, des intérêts économiques et d'organisations syndicales de salariés représentatives et des professions médicales, ainsi que des personnalités qualifiées. Les représentants de l'ASN et des autres services de l'État concernés, ainsi que des représentants de l'exploitant peuvent assister, avec voix consultative, aux séances de la commission locale d'information.

#### **18.1.2.4 Consultation des organismes techniques**

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

### **18.1.2.5 Le décret d'autorisation de création**

Les ministres chargés de la sûreté nucléaire transmettent à l'exploitant un projet de décret accordant ou refusant l'autorisation de création. Après avoir consulté l'exploitant, les ministres chargés de la sûreté nucléaire soumettent le projet, pour avis, à la commission consultative des INB (CCINB). La commission doit donner son avis dans les deux mois suivant sa saisine. Les ministres chargés de la sûreté nucléaire saisissent, pour avis, l'ASN du projet de décret autorisant ou refusant l'autorisation de création éventuellement modifié pour tenir compte de l'avis de la CCINB. L'avis de l'ASN est rendu dans un délai de deux mois, à défaut, il est réputé favorable.

Le décret d'autorisation de création est pris après avis de l'ASN sur rapport des ministres chargés de la sûreté nucléaire.

Le décret fixe le périmètre et les caractéristiques de l'installation ainsi que les règles particulières auxquelles doit se conformer l'exploitant. Les règles 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 notamment 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 GPR 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 d'instruction s'est poursuivi avec pour principales étapes :

- transmission en 1997 aux Autorités de sûreté française et allemande d'un premier avant-projet détaillé, le « Basic Design Report », suivi d'une mise à jour en février 1999 ;
- définition du 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 GPR avec le concours d'experts allemands ;
- préparation du rapport provisoire de sûreté, donnant lieu à des compléments d'instruction avec l'ASN.

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.

Précédée d'un débat public en 2005 conformément aux articles L121-1 et suivant du code de l'environnement et au décret n°2002-1275 du 22 octobre 2002, la demande d'autorisation de création (DAC) a été déposée en mai 2006 en vue de permettre le lancement de l'enquête publique qui s'est déroulée du 15 juin au 31 juillet 2006.

Conformément à l'article 3-I et 3-III du décret n°63-1228 du 11 décembre 1963 modifié, relatif aux installations nucléaires et au titre II de l'article 6 du décret 85-453 du 23 avril 1985 codifié aux articles R123-6 du code de l'environnement, la demande d'autorisation de création est accompagnée d'un dossier, à destination du ministère de l'économie, des finances et de l'industrie, et de l'écologie et du développement durable, qui comprend principalement :

- une étude de danger (un descriptif donnant les caractéristiques de l'installation et de son fonctionnement et exposant les mesures prises pour faire face aux risques présentés par l'installation et limiter les conséquences d'un accident éventuel),
- une étude d'impact.

En parallèle de cet envoi, un rapport préliminaire de sûreté a été envoyé à l'ASN en vue de son instruction.

Après clôture de l'enquête publique, EDF a constitué un mémoire de réponse à l'ensemble des commentaires émis dans le cadre de cette enquête et reçus au travers du procès verbal de remise d'observations transmis par la commission d'enquête.

Ce dossier d'autorisation de création du réacteur EPR de Flamanville a reçu de la part de l'ASN un avis favorable en février 2007. Le décret autorisant EDF à la création du réacteur EPR de Flamanville 3 a été signé par le Premier Ministre le 10 avril 2007.

### **18.2.2 Réacteurs de recherche**

Le CEA, EDF et AREVA ainsi que des partenaires européens (CEN-SCK en Belgique, VTT en Finlande, CIEMAT en Espagne, UJV en République Tchèque) jugent 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 de couvrir les 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 aux programmes électronucléaires internationaux. Des fonctions supplémentaires sont également prévues telles que la production des radioéléments artificiels à des fins de diagnostics médicaux et de traitement des cancers, ou la production de silicium dopé.

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.

Les options de sûreté du RJH ont été examinées au premier semestre 2003 par le GPR. A l'été 2003, l'ASN a indiqué qu'elle n'avait pas d'objection à la poursuite du projet RJH, sur la base des éléments présentés, nonobstant la prise en compte de demandes complémentaires.

Le processus s'est poursuivi avec la rédaction du rapport préliminaire de sûreté, de 2003 à 2005, comportant :

- la description de l'installation et des opérations qui y seront effectuées, en tenant compte de la radioprotection des travailleurs,
- l'inventaire des risques et l'analyse des dispositions prises pour réduire leur probabilité et limiter leurs effets,
- les dispositions destinées à faciliter le démantèlement ultérieur de l'installation.

Sur la base de ce rapport et des dossiers d'enquête publique, la demande d'autorisation de création (DAC) de l'installation nucléaire de base RJH a été adressée aux pouvoirs publics en mars 2006,

accompagnée de la demande d'autorisation de rejets d'effluents et de prélèvements d'eau (DARPE), conformément au décret n°95-540 du 4 mai 1995.

L'ASN a prononcé en septembre 2006 ses avis de recevabilité sur les dossiers d'enquête publique de la DAC et de la DARPE. La procédure d'enquête publique diligentée par le Préfet s'est tenue sur 8 communes environnantes au site de Cadarache durant les mois de novembre et décembre 2006.

Par ailleurs, l'instruction technique sur la base du rapport préliminaire de sûreté a commencé avec l'IRSN, en préparation des réunions du GPR prévues en 2007. Des réunions techniques sont organisées entre l'IRSN et l'exploitant pour aborder les thèmes de sûreté suivants:

- le génie civil,
- la maîtrise des accidents possibles sur cette installation pour éviter des contre-mesures (confinement, évacuation, distribution d'iode) concernant les populations environnantes,
- les règles de conception et de construction des équipements,
- les études complémentaires sur le site et le risque d'inondation externe,
- les coefficients de transfert et les calculs des conséquences radiologiques,
- la radioprotection,
- les systèmes de sauvegarde,
- la démarche de sûreté, les situations de fonctionnement et les équipements classés de sûreté,
- les barrières de confinement,
- la prise en compte des risques d'agression et notamment l'aléa sismique,
- la criticité,
- les FOH.

### **18.3 Analyse de l'Autorité de sûreté**

#### **18.3.1 Conception et construction des réacteurs électronucléaires**

En 1993, les Autorités de sûreté allemande et française ont défini les objectifs de sûreté applicables à la nouvelle génération de REP :

- le nombre des incidents doit diminuer, notamment par l'amélioration de la fiabilité des systèmes et par une meilleure prise en compte des aspects liés aux facteurs humains ;
- le risque de fusion du cœur doit être encore réduit ;
- les rejets radioactifs pouvant résulter de tous les accidents concevables doivent être minimisés.

Enfin, du fait de l'expérience d'exploitation acquise sur les réacteurs en service, l'ASN a également demandé que les contraintes d'exploitation et les aspects liés aux facteurs humains soient pris en compte dès la conception, dans le but notamment d'améliorer la radioprotection des travailleurs et de limiter les rejets radioactifs et la quantité et l'activité des déchets produits.

L'examen des options de sûreté du projet EPR a alors été engagé et s'est achevé en octobre 2000 avec l'adoption par le GPR et les experts allemands associés d'un document intitulé « Directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression ».

Ces directives techniques reprennent de manière structurée et ordonnée l'ensemble des recommandations techniques élaborées par les experts français et allemands et entérinées par l'ASN tout au long de l'instruction des options de sûreté. Elles ont en cela constitué l'élément principal du référentiel technique d'examen du projet EPR sur la période 2001-2006.

Ces directives techniques ont été officialisées en 2004, dans une lettre adressée au président d'Electricité de France dans laquelle les pouvoirs publics ont jugé les options de sûreté examinées satisfaisantes vis-à-vis de l'objectif fixé d'amélioration générale de la sûreté par rapport aux réacteurs en exploitation.

L'ASN a achevé en septembre 2006 l'instruction du rapport préliminaire de sûreté qui avait été entamée dès 2002, parallèlement à son élaboration. S'agissant des risques nucléaires, elle a en particulier examiné :

- Le respect des objectifs généraux de sûreté,
- La prise en compte du retour d'expérience récent sur les réacteurs en exploitation,
- Les innovations introduites par rapport aux réacteurs en exploitation en réponse à des préoccupations industrielles,
- La conception des équipements sous pression nucléaires.

Elle a, en outre, vérifié la cohérence de la prise en compte des risques d'origine non nucléaire avec la démarche en vigueur sur les autres installations industrielles.

L'ASN s'est ainsi assurée que les éléments présentés à l'appui de la demande d'autorisation déposée le 9 mai 2006 sont conformes aux dispositions de la réglementation, ainsi qu'aux objectifs et aux directives techniques de sûreté définis pour le réacteur EPR.

Au mois de février 2007, l'ASN a transmis au gouvernement son avis favorable sur l'autorisation de création du réacteur.

Dans le cadre de l'instruction technique menée pour le projet de réacteur EPR, l'ASN a également engagé en 2006 une réflexion en vue d'élaborer un programme de contrôle et de suivi de la construction d'un nouveau réacteur. L'objectif de ce travail est de préparer l'ASN à suivre, éventuellement dès 2007, les travaux de construction d'un réacteur EPR, en intégrant le retour d'expérience issu de la construction des réacteurs français existants et de la construction du réacteur EPR finlandais en cours.

Pour ce qui concerne les équipements sous pression qui contiennent des fluides radioactifs, l'ASN exerce un contrôle attentif des opérations de fabrication, tout particulièrement pour les circuits primaires et secondaires principaux des REP. La conception, la fabrication en usine et le montage sur site des équipements relèvent de la responsabilité du fabricant tel que défini dans la directive européenne relative aux équipements sous pression. Ce dernier doit démontrer, dans les dossiers de justification, la conformité aux exigences réglementaires des équipements qu'il conçoit. Il choisit les procédés de fabrication, les contrôles à mettre en œuvre et les critères d'acceptation des résultats de ces contrôles. Le fabricant surveille également ses fournisseurs et sous-traitants.

L'ASN contrôle, ou fait contrôler par des organismes qu'elle a acceptés, sur l'ensemble de ce processus, le respect par le fabricant des exigences essentielles de sécurité et des exigences de radioprotection imposées par la réglementation.

En 2007, l'ASN engagera la mise en œuvre de son programme d'inspection de la construction de la troisième unité de production de Flamanville au titre de l'arrêté qualité du 10 août 1984 et de l'arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires.

### **18.3.2 Conception et construction des réacteurs de recherche**

Le réacteur ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*), dont la construction est prévue à Cadarache, sera un réacteur expérimental thermonucléaire. Cette installation a pour objectif de déterminer la faisabilité d'un prototype industriel de réacteur à fusion nucléaire (production d'énergie à partir de la fusion d'atomes). Ce type de réaction est celle qui a lieu à l'intérieur du soleil. ITER utilisera des atomes de deutérium et de tritium comme combustible, qui seront accélérés

et chauffés à plusieurs millions de degrés Celsius dans une cavité de forme torique. De par son fonctionnement et sa finalité, ITER est une installation combinant les caractéristiques des réacteurs et des accélérateurs de particules.

Ses principaux enjeux de sûreté relèveront de la radioprotection, en raison de la présence du tritium et de l'irradiation des matériaux composant la machine. L'ASN n'est donc pas particulièrement inquiète quant à la sûreté du réacteur ITER mais elle s'attache à faire en sorte que l'organisation internationale ILE (*ITER Legal Entity*) qui sera l'exploitant de l'installation nucléaire de base ITER soit soumise aux mêmes obligations en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection que les autres exploitants nucléaires français, et que, par conséquent, elle pourra exercer son contrôle de manière aussi exhaustive que pour les autres INB.





## 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

Les processus d'autorisation liés à l'exploitation présentés dans le présent chapitre sont ceux en vigueur aujourd'hui.

Une révision de ces processus est en cours via un projet de décret d'application de la loi du 13 juin 2006.

L'ASN souligne que ce ne seront donc vraisemblablement pas exactement les mêmes processus présentés ci-après qui seront applicables notamment au projet EPR.

#### 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 l'ASN :

- 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. L'ASN consulte le GPR 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 REP, 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, combustible 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 des 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 d'un avis de l'ASN qui s'appuie sur ses appuis techniques, notamment le GP compétent sur le dossier établi par l'exploitant. Ce dossier comprend notamment 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 un rapport définitif de sûreté. Cette mise en service définitive est autorisée par une décision de l'ASN.

### **19.1.3 Les autorisations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement**

La loi du 13 juin 2006 indique à son article 29 que la mise à l'arrêt définitif et le démantèlement d'une installation nucléaire de base sont subordonnés à une autorisation délivrée par décret pris après avis de l'ASN.

La demande d'autorisation doit contenir les dispositions relatives aux conditions de mise à l'arrêt, aux modalités de démantèlement et de gestion des déchets ainsi qu'à la surveillance et à l'entretien ultérieur du site compte tenu des prévisions d'utilisation ultérieure de celui-ci.

Selon l'article 6 ter du décret n°63-1228 du 11 décembre 1963 la demande d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement d'une INB doit contenir :

- 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.

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'inobservation 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, après ces éventuelles opérations, 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.

L'ASN demande aux exploitants de pousser les travaux de démantèlement jusqu'au stade où la radioactivité totale des substances radioactives restantes devient inférieure au minimum réglementaire justifiant le classement comme INB. L'installation peut alors être rayée de la liste des INB (déclassement) par une décision de l'ASN. La mise à l'arrêt définitif et le démantèlement des installations nucléaires ont fait l'objet de deux guides de l'ASN publiés en 2003 et 2006 et diffusés aux exploitants nucléaires. L'objectif du premier de ces guides 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 différés ;
- 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.

Le deuxième de ces guides s'attache à préciser les modalités d'assainissement complet acceptables, notamment en ce qui concerne le génie civil, en vue de parvenir à un déclassement de l'installation.

#### **19.1.4 Les autorisations de rejet d'effluents liquides et gazeux et de prélèvement 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 selon les cas, des prélèvements d'eau et des rejets d'effluents liquides et gazeux non radioactifs dans le milieu environnant.

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. 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 l'ASN.

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'environnement et de l'industrie. 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'environnement et de l'industrie, 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'environnement et de l'industrie

L'autorisation est accordée par arrêté conjoint des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie et de la santé.

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 :

- les limites des prélèvements et des rejets auxquels l'exploitant est autorisé à procéder ;
- 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 ;
- 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 ;
- 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 § 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.

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'ASN 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.

Un compte rendu d'analyse de l'incident doit être adressé par l'exploitant à l'ASN dans les 2 mois.

Les incidents sont systématiquement classés selon l'échelle INES.

Les modalités de l'action de l'ASN sont indiquées au § 7.3.

### **19.1.7 Les exigences réglementaires concernant les déchets radioactifs**

La gestion des déchets dans les INB est principalement réglementée par l'arrêté du 31 décembre 1999. Chaque exploitant d'INB doit donc, en application dudit arrêté, soumettre à l'ASN une étude (dite « étude déchets »), dans laquelle est présentée le risque d'y produire des déchets contaminés, activés ou non radioactifs. Ce « zonage » de l'installation, soumis à l'approbation de l'ASN, permet ainsi de distinguer deux types de zones. Les zones susceptibles de conduire à la production de déchets radioactifs sont dites « zones à déchets nucléaires ». Les déchets provenant de zones à déchets nucléaires doivent être gérés dans des filières dédiées. Les déchets issus des autres zones sont, après contrôle de l'absence de radioactivité, dirigés vers des filières de déchets conventionnels (déchets industriels banals ou spéciaux). L'ASN a publié un guide d'élaboration des études déchets des INB, disponible sur son site Internet, qui a été révisé en septembre 2002.

## **19.2 Mesures prises pour les réacteurs électronucléaires**

### **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 ; aux différents stades d'avancement dans la mise en service.

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'exploitation (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 importants pour la sûreté (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, 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 ;
- programmée : sa périodicité et sa cause sont connues et préétablies (réalisation du programme de maintenance préventive ou d'essais périodiques) ;
- autre : ni fortuite ni programmée. C'est le cas des indisponibilités occasionnées par la réalisation d'une modification par exemple.

L'existence d'une non-conformité à une règle des STE 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 l'ASN. Pour obtenir cet accord, il faut présenter 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 les systèmes élémentaires classés importants pour la sûreté 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 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. Pour les systèmes les plus importants pour la sûreté, les règles d'essais périodiques et les tableaux récapitulatifs associés sont soumis à l'ASN.

La réalisation satisfaisante des programmes d'essais périodiques des RGE est une des conditions qui permettent de déclarer que les matériels et systèmes sont disponibles conformément à la définition de la disponibilité donnée dans les 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 aux cœurs des réacteurs; il a été créé en 1997 afin de rassembler de manière cohérente les essais préexistants.

Depuis 2006, EDF a engagé un plan d'action destiné à renforcer la qualité des programmes d'essais périodiques et à mieux prendre en compte les inexactitudes de mesure, prenant en compte le retour d'expérience de 20 années d'exploitation.

### **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) qui a entraîné une reprise des programmes et l'organisation du recueil des données de fiabilité. En complément et dans une même logique d'optimisation, EDF a engagé l'élaboration de programmes de maintenance conditionnelle.

En complément, depuis 2005, EDF valorise aussi son parc standardisé de réacteurs pour développer une approche par « appareil témoin ». Celle-ci consiste à entreprendre l'expertise et la maintenance préventive approfondie sur un nombre limité de gros matériels, et de déterminer, en fonction des résultats, la maintenance préventive à appliquer sur les matériels identiques des autres tranches du palier.

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.

EDF a engagé en 2005 un programme consistant à renforcer la qualité de réalisation des requalifications, et à créer certaines procédures spécifiques de requalification pour des gros matériels.

#### **19.2.4 Gestion 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.

L'ensemble des sites nucléaires du parc EDF utilise aujourd'hui l'approche par état. EDF a entrepris dès 2005 un retour d'expérience de la mise en application de l'APE. Le but du programme lancé est de proposer des améliorations qui seront déployées à partir de 2009.

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. Son objectif prioritaire est la prévention du risque de fusion du cœur.

Dans le cas hypothétique où cette dernière surviendrait, la conduite de la tranche doit tenir compte, d'une part des phénomènes nouveaux et complexes qui vont intervenir dans l'évolution de l'accident, d'autre part de la difficulté d'effectuer un diagnostic sur l'état de la tranche en situation fortement dégradée. L'objectif prioritaire devient la sauvegarde du confinement.

La stratégie de conduite est alors portée par le GIAG : Guide d'intervention en cas d'Accident Grave.

La décision d'entrée dans le GIAG, qui marque l'abandon des procédures de conduite APE, est prise par le PCD (Poste de Commandement Direction) de site, sur des critères de température de sortie cœur et de débit de dose dans l'enceinte de confinement.

Les actions de conduite définies dans le GIAG, visent à :

- éviter ou minimiser les rejets à l'extérieur de l'enceinte par voie atmosphérique ;

- laisser un délai suffisant avant perte éventuelle du confinement pour la mise en œuvre des mesures de protection des populations prises dans le cadre des plans d'urgence (PUI et PPI) ;
- ramener la tranche dans une situation contrôlable ; le maintien du corium noyé en cuve constitue à ce titre l'objectif à privilégier pour reprendre le contrôle de la situation et maîtriser les rejets hors de l'installation.

### 19.2.5 Evolution de l'organisation de l'ingénierie nucléaire en 2006

Un projet d'évolution de l'ingénierie nucléaire a été engagé par EDF en 2006. Il implique de nouveaux modes de fonctionnement et d'organisation sur les CNPE et dans les unités d'ingénierie. Ce projet répond aux besoins, exprimés par tous, de simplifier les processus de modification des installations et de documentation associée, et de rapprocher le concepteur et l'exploitant.

Renforcer les liens entre les équipes de la Division Ingénierie Nucléaire et des CNPE est une volonté forte de la Direction Production Ingénierie, afin de renforcer l'exploitation du parc de production. C'est faire en sorte que l'ingénierie nationale coopère au plus tôt avec les CNPE, dans la conception des modifications, pour en faciliter l'intégration sur les installations. C'est aussi établir simultanément les règles de conduite et de maintenance liées à la sûreté et les procédures associées.

Les réflexions pour tendre vers cette plus étroite coopération ont abouti à la décision de définir de nouvelles responsabilités pour les CNPE et les unités d'ingénierie.

- Pour chaque palier un site sera « pilote palier » : Tricastin pour le CPY, Paluel pour le 1300 MWe Civaux pour le N4. Fessenheim et Bugey assumeront cette mission pour le CP0. Le site « pilote palier » est l'interlocuteur unique des unités d'ingénierie pour élaborer conjointement les dossiers de modification, pour en déterminer les impacts sur l'exploitation, et coordonne en lien avec les unités d'ingénierie l'écriture mutualisée entre centrales des documents opératoires.
- Tous les CNPE, y compris les CNPE « pilotes palier », disposeront d'une structure d'intégration locale dans les domaines Modifications et Documentation, qui sera en lien direct avec le site « pilote palier ».

Travailler en direct entre l'« ingénierie concepteur » et l'« exploitant » c'est renforcer encore davantage la responsabilité des CNPE dans l'exploitation des installations, c'est mettre davantage en commun dans les processus ingénierie du parc la volonté de produire efficacement en toute sûreté au bon moment et dans la durée.

### 19.2.6 Déclaration des anomalies ou événements significatifs par EDF

EDF déclare à l'ASN les anomalies ou événements 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 événement significatif qui contient notamment les éléments de cette analyse. EDF informe périodiquement l'ASN de l'état du dossier précité.

En 2005, l'ASN a élargi le panel de critères de déclarations d'événements significatifs pour la sûreté, pour améliorer l'efficacité du retour d'expérience. Des critères ont également été définis pour déterminer la déclaration des événements significatifs et des anomalies dans le domaine de la radioprotection et de l'environnement.

Les événements significatifs pour la sûreté, classés au niveau 1 ou supérieur de l'échelle internationale INES, font l'objet d'une communication externe vers les media, Internet, les pouvoirs publics locaux et les Commissions Locales d'Informations (CLI). Cette communication répond aux exigences de la loi du 13 juin 2006 relative à « la transparence et à la sécurité en matière nucléaire »

### **19.2.7 Le retour d'expérience à EDF**

L'expérience d'exploitation d'EDF est particulièrement importante puisqu'elle représente aujourd'hui plus de 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 20 000 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 550 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 60 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'événement. Les mesures correctives retenues seront reliées au caractère plus ou moins fortement précurseur de l'événement.

Le regroupement d'événements 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 défectueux ou d'actions inappropriées. L'évolution du nombre d'événements 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 ci-dessus, sont examinées périodiquement pour détecter d'éventuelles dérives de fiabilité et mesurer l'effet bénéfique des dispositions de maintenance ou des modifications mises en œuvre.

En complément, les événements en provenance des autres installations nucléaires font l'objet d'une veille. L'événement survenu à Forsmark en 2006, par exemple, a fait l'objet d'une analyse, présenté à l'ASN, pour déterminer la robustesse du parc nucléaire EDF au scénario correspondant.

En décembre 2003, une évaluation de ce processus de retour d'expérience a été menée par des experts de l'AIEA. Lors de la mission de suivi qui s'est déroulée en avril 2006, les progrès ont été considérés satisfaisants et les difficultés résolues dans 80% des cas.

Des travaux ont été engagés pour développer la prise en compte des signaux faibles. Le déploiement va se réaliser sur la période 2007 – 2010. Il s'appuiera d'une part sur l'encouragement par le management des remontées spontanées, et d'autre part, sur le développement de la présence sur

le terrain des managers pour observer et comprendre les situations de travail (cette action est décrite dans le paragraphe 12.2.1)

Par ailleurs, depuis 2006, une typologie commune d'analyse des événements sous l'angle du Facteur Humain est en place sur tous les sites nucléaires.

### 19.2.8 Les déchets des réacteurs d'EDF

La gestion des déchets comporte les phases principales suivantes :

- le « zonage déchets »<sup>8</sup> ;
- 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 déchets radioactifs résultant de l'exploitation des REP sont essentiellement de très faible, faible ou moyenne activité à vie courte. Ils contiennent des émetteurs bêta et gamma et peu ou pas d'émetteurs alpha. Ils peuvent être classés en deux catégories :

- les déchets de procédé proviennent de la purification des circuits et du traitement des effluents liquides ou gazeux destiné à en réduire l'activité avant rejet. Il s'agit de résines échangeuses d'ions, de filtres d'eau, de concentrats d'évaporateurs, de boues liquides, de pré-filtres, de filtres absolus et de pièges à iode ;
- les déchets technologiques proviennent d'opérations d'entretien. Ils peuvent être solides (chiffons, papier, carton, feuilles ou sacs de vinyle, pièces en bois ou en métal, gravats, gants, tenues d'intervention...) ou liquides (huiles, effluents de décontamination).

Les déchets de procédé sont conditionnés en conteneurs béton garnis d'une peau métallique. Les filtres, les concentrats d'évaporateurs et les boues liquides sont enrobés dans un liant hydraulique sur des installations fixes (dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires ou le bâtiment de traitement des effluents des centrales). Pour le conditionnement final des résines échangeuses d'ions, EDF utilise le procédé MERCURE (enrobage dans une matrice epoxy) mis en œuvre aux moyens de deux machines mobiles identiques.

Les déchets technologiques, de faible et moyenne activité (FMA) sont :

- soit expédiés directement, après compactage sur site en fûts métalliques 200 litres, vers le Centre de l'Aube de l'ANDRA pour y être à nouveau compactés puis stockés définitivement après bétonnage en fûts de 450 litres. Les déchets technologiques les plus radioactifs sont eux conditionnés sur site en conteneurs de béton et stockés directement dans le même Centre ;

---

<sup>8</sup> Le « zonage déchets » : Il 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.



- soit, expédiés vers l'usine CENTRACO de SOCODEI.

Ce Centre de Traitement et de Conditionnement de déchets de faible activité (CENTRACO), a pour objet le traitement de déchets faiblement radioactifs, soit par fusion pour les déchets métalliques, soit par incinération pour les déchets combustibles ou les déchets liquides (huiles, solvants, concentrats d'évaporation,...). Grâce à cette installation, une partie des déchets métalliques faiblement ou très faiblement radioactifs peut être recyclée sous forme de protections biologiques pour conditionner d'autres déchets plus radioactifs en coques de béton.

Les déchets très faiblement radioactifs (TFA) sont expédiés dans un centre de stockage dédié (CSTFA à Monvilliers), géré par l'ANDRA, et mis en service depuis 2003.

### **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 quatre :

- le rapport de sûreté, qui décrit le réacteur, ses composants et leurs caractéristiques ;
- les prescriptions techniques ;
- les règles générales d'exploitation,
- les études déchets.

Ils sont complétés par le PUI au niveau du Centre.

Le rapport de sûreté du réacteur Phénix, diffusé en avril 2006, intègre toutes les modifications et études réalisées depuis 1991 et notamment celles faites lors de la réévaluation de sûreté qui s'est déroulée entre 1994 et 2003.

Les documents de base sont complétés par un ensemble de procédures et de consignes, gérées par les services concernés qui garantissent que toutes les opérations se font dans le respect des règles applicables, règles auxquelles les prestataires doivent aussi se conformer.

L'exploitant doit s'assurer que les prestataires respectent ces règles.

Exceptionnellement des dérogations temporaires peuvent être demandées à l'ASN sur la 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.

La note SD3-CEA-04 du 16 décembre 2003 définit, pour les réacteurs de recherche, le cadre des autorisations internes délivrées par le CEA pour la mise en pile de dispositifs expérimentaux. Un guide de conception technique rédigé par DPSN définit les règles de conception et de construction, l'analyse de sûreté des dispositifs expérimentaux. Il permet notamment de déterminer le niveau des exigences de sûreté et les dispositions techniques à retenir au regard des enjeux de sûreté.

Les autorisations sont données 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.

A noter que cette section 9 des Règles Générales d'Exploitation (RGE) de la Centrale Phénix a été mise à jour en 2006, de façon à tenir compte du retour d'expérience apporté par l'exploitation de l'installation depuis le redémarrage en 2003.

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 la section 10. Elles ont reçu un avis favorable de 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.

Depuis le 1er janvier 2006, l'application du guide rédigé par l'ASN, relatif aux modalités de déclaration et à la codification des critères relatifs aux événements significatifs, oblige les réacteurs de recherche de déclarer à l'ASN tout événement induisant une mise en service d'un système de protection et/ou

de sauvegarde. En l'occurrence, la mise en service manuelle ou automatique, intempestive ou non, de la fonction d'arrêt automatique du réacteur, à l'exception des mises en service intentionnelles résultant d'actions programmées, implique une déclaration d'événement significatif à l'ASN.

Les incidents significatifs déclarés pour les réacteurs de recherche ont été peu nombreux durant ces trois dernières années. On notera :

- la perte de ventilation ponctuelle à différentes reprises lors de situations météorologiques orageuses,
- un temps anormal entre l'ordre de chute et la chute d'une barre de commande lors de sa requalification,
- une protection diminuée pendant quelques heures contre les réactions sodium-eau des générateurs de vapeur du réacteur Phénix,
- le réglage de seuils de sécurité inadapté,
- le non respect de prescriptions techniques sur l'efficacité de filtres à iode,
- la coupure générale de l'alimentation électrique externe du Centre de Cadarache.

Tous les événements sont déclarés à l'ASN. Ils font l'objet d'une analyse détaillée traduite dans un compte-rendu d'événement significatif.

De plus, la Direction de la Protection et de la Sûreté Nucléaire, 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.

Les actions suivantes ont été menées pour réduire la production des déchets :

- mise en œuvre d'un zonage déchets,
- sensibilisation du personnel.

Une doctrine déchets a été établie et est déclinée dans les documents opérationnels.

## **19.4 Analyse par l'ASN de l'exploitation des réacteurs nucléaires**

### **19.4.1 Exploitation des réacteurs électronucléaires**

Les réacteurs nucléaires n'ont pas été le siège d'événement notable ces dernières années. 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 autorisations internes**

Dans le cadre de ses activités de contrôle de la sûreté des installations nucléaires, l'ASN peut soumettre certaines opérations d'exploitation sur les réacteurs à son accord préalable. Dans certains cas, des régimes d'autorisation préalable ont été imposés à l'exploitant à la suite d'incidents significatifs. Cependant, l'ASN considère qu'un régime d'accord préalable doit rester limité aux cas qui le nécessitent, soit au plan réglementaire, soit au plan de la sûreté, de la radioprotection ou de la protection de l'environnement. En effet, un tel régime pourrait inciter l'exploitant à faire reposer la validation de ses opérations ou documents sur l'ASN et à prêter une moindre attention à leur qualité, ce qui est contraire au principe de responsabilité première de l'exploitant en matière de sûreté nucléaire.

Sur la base du retour d'expérience acquis au cours des dernières années, l'ASN a estimé que certains de ces régimes d'accord préalable pouvaient être levés, à la condition qu'EDF renforce le contrôle des activités et mette en place une organisation adaptée pour ce contrôle. Il s'agit :

- du passage du niveau d'eau du circuit primaire à la « plage de travail basse » du circuit RRA cœur chargé (transitoire communément dénommé « passage à la PTB du RRA ») ;
- du redémarrage des réacteurs après des arrêts sans maintenance notable.

Depuis janvier 2005, les autorisations dans ces deux domaines sont délivrées par la direction de la DPN ou par la direction du site, après examen par une commission interne indépendante comprenant les responsables de la sûreté et de la qualité. EDF contrôle par ailleurs le fonctionnement de ces processus et en rend compte à l'ASN.

En 2006, l'ASN a procédé à l'inspection de chaque centrale sur le thème des autorisations internes. Ces inspections ont permis de vérifier le respect des nouvelles dispositions.

#### **19.4.1.2 La maintenance**

##### **LES PRATIQUES DE MAINTENANCE**

L'ouverture à la concurrence du marché de l'électricité incite EDF à maîtriser ses dépenses. L'optimisation des coûts de maintenance fait partie des moyens mis en œuvre par EDF pour améliorer sa compétitivité. Dans ce cadre, EDF a développé un projet de « réduction des volumes de maintenance ». Ce projet vise à recentrer les opérations de maintenance sur les équipements dont la défaillance présente des enjeux en termes de sûreté, de radioprotection ou d'exploitation et s'appuie sur des méthodes de maintenance évitant le démontage des équipements.

Une première évolution a eu lieu au milieu des années 1990 avec la mise en œuvre de la méthode d'« optimisation de la maintenance par la fiabilité » (OMF). Elle consiste en une démarche d'analyse fonctionnelle qui établit le type de maintenance à réaliser en fonction des conséquences des défaillances des matériels sur le système considéré, et non plus seulement en fonction de leurs causes, comme dans l'approche précédente. L'ASN a considéré que cette démarche ne dégradait pas la sûreté.

À la suite des demandes de l'ASN et pour prendre en compte le retour d'expérience sur les sites, EDF a fait évoluer la méthode OMF afin de traiter les pertes de redondance et les défaillances de cause commune ainsi que les modes de défaillance non détectables depuis la salle de commande.

Par ailleurs, tirant parti de la standardisation des réacteurs, EDF développe le concept de maintenance par « matériels témoins » s'appuyant sur la constitution de familles techniques homogènes de matériels semblables et exploités de la même manière. La sélection et le contrôle approfondi d'un nombre réduit de ces matériels, jouant alors le rôle de matériels témoins au sein de ces familles, pourraient, dans le cas où aucune dégradation n'est détectée, éviter un contrôle de la totalité des matériels.

L'ASN est vigilante quant à la bonne prise en compte par EDF du retour d'expérience du comportement des matériels concernés par ces évolutions de méthodologie de maintenance, notamment pour ce qui concerne le contenu et la fréquence des contrôles.

##### **LA SURVEILLANCE ET LA MAINTENANCE DES CIRCUITS PRIMAIRES ET SECONDAIRES PRINCIPAUX (CPP ET CSP)**

Lors de la conception des circuits, le constructeur évalue comment les situations que connaîtra la chaudière pendant son fonctionnement vont l'endommager. Il prévoit alors des marges de conception suffisantes pour que les différents modes de dégradations identifiés, et notamment les phénomènes de fatigue, ne conduisent pas à un affaiblissement de la sûreté de la chaudière.

Afin de s'assurer que l'exploitant d'une centrale nucléaire s'est approprié les recommandations du constructeur et adapte en conséquence les conditions de son exploitation, la réglementation prévoit que soient constitués des « dossiers de référence » pour les circuits.

L'exploitant doit en outre surveiller les circuits pendant leur exploitation et mettre en place un système documentaire qui regroupe les dossiers de référence et l'ensemble des faits qui ont marqué la vie de la chaudière.

#### LES DOSSIERS DE REFERENCE

L'arrêté du 10 novembre 1999 impose à l'exploitant de rassembler et de tenir à jour l'ensemble des éléments issus de la conception, de la fabrication et de l'exploitation des circuits qui concourent à la justification de leur intégrité.

En raison de l'homogénéité du parc des réacteurs français, EDF a choisi d'organiser ces dossiers de référence en dossiers « palier » pour l'ensemble des réacteurs de chaque palier (900 MWe, 1300 MWe et 1450 MWe) et de les décliner en dossiers « tranche » pour chaque réacteur individuel. Ces dossiers « tranche » comprennent en particulier les éléments relatifs aux interventions, aux défauts et aux événements survenus sur ce réacteur.

#### LA COMPTABILISATION DES SITUATIONS

Au cours du fonctionnement du réacteur, l'exploitant doit vérifier que les équipements de la chaudière ne sont pas placés dans des conditions plus sévères que celles qui avaient été prévues à la conception. Il doit en particulier comptabiliser et consigner, dans son système documentaire, les situations effectivement subies par les circuits principaux de la chaudière. L'objectif de la comptabilisation des situations est de s'assurer que des marges de sûreté sont maintenues durant toute la vie du réacteur.

Entre 2002 et 2006, l'ASN a réalisé une série d'inspections afin d'avoir une vision globale de la manière dont EDF réalise cette activité.

#### LA QUALIFICATION DES METHODES DE CONTROLE

Des travaux engagés sur le plan international ont amené à constater le besoin de démontrer que la méthode de contrôle utilisée pour la surveillance en exploitation des CPP et CSP des réacteurs permet bien de détecter les dégradations potentielles.

À cette fin, 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.

Pour prononcer cette qualification, l'arrêté prévoit la mise en place d'une commission de qualification reconnue compétente et indépendante tant des personnes exploitant les réacteurs que des personnes directement impliquées dans le développement des procédés.

Cette commission, choisie par EDF, a obtenu son accréditation de la part du COFRAC (comité français d'accréditation). Elle évalue la représentativité tant des maquettes utilisées pour la démonstration que des défauts qui y sont introduits. Sur la base des résultats de la qualification, elle atteste que la méthode d'examen atteint effectivement les performances prévues. 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'expliciter les performances de la méthode.

L'objectif était de qualifier l'ensemble des procédés d'essais non destructifs utilisés dans le cadre des programmes d'inspection en service. Les 144 applications ont été regroupées en 76 dossiers de qualification, compte tenu de similitudes techniques. A la fin 2006, il ne reste qu'un seul dossier

qui est en phase finale de qualification. Dans l'attente de sa qualification, des mesures particulières sont appliquées.

### **19.4.1.3 Les règles générales d'exploitation**

#### **19.4.1.3.1 Les spécifications techniques d'exploitation (STE)**

L'ASN a examiné et autorisé plusieurs évolutions des STE applicables aux différents paliers de réacteurs. Il s'est agi notamment de tenir compte des évolutions des STE issues du retour d'expérience d'exploitation des réacteurs, des évolutions de gestion du combustible et de l'amélioration de la prise en compte de certains risques. L'examen de ces évolutions a conduit l'ASN à demander des justifications complémentaires et à formuler certaines demandes préalables à la mise en application de ces amendements des STE sur les sites concernés.

L'ASN considère que la politique d'accompagnement des documents d'amendement mise en œuvre par EDF, notamment par la mise en exergue des évolutions proposées, est de nature à faciliter l'analyse et l'instruction des dossiers.

#### **LES DEROGATIONS 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.

L'ASN demeure vigilante quant au nombre de dérogations et réalise chaque année une analyse approfondie, sur la base d'un bilan établi par EDF. Aussi EDF est-il tenu :

- de réexaminer périodiquement la motivation des demandes de dérogation afin d'identifier celles qui justifieraient une adaptation des STE ;
- d'identifier les dérogations à caractère « générique », notamment celles liées à la réalisation de modifications nationales et d'essais périodiques.

Le nombre de dérogations instruites chaque année est de l'ordre de la centaine, avec 148 dérogations instruites en 2005 et 120 en 2006, ce qui fait une moyenne de 2 à 2,5 dérogations par réacteur et par an.

Bien que la majorité des dérogations soit accordée, l'ASN est parfois amenée à assortir ses autorisations de demandes complémentaires du fait de l'insuffisance des mesures compensatoires proposées par l'exploitant.

#### **LES ESSAIS PERIODIQUES**

L'ASN a poursuivi l'instruction des évolutions des programmes d'essais périodiques des RGE. Cela s'est principalement traduit, sur les différents paliers par une mise en cohérence des essais périodiques avec les autres chapitres des RGE et avec l'état technique des installations.

En 2006, l'ASN a accepté la stratégie proposée par EDF en vue de réviser certains documents opératoires afin de mieux prendre en compte les incertitudes de mesure lors des essais périodiques.

Par ailleurs, l'ASN poursuit ses réflexions sur l'évolution des modalités d'instruction des programmes d'essais périodiques.

#### **19.4.1.4 Conduite en cas d'incident ou d'accident**

##### **L'APPROCHE PAR ETATS (APE)**

Jusqu'en 1989, les procédures utilisées pour la conduite en situation d'incident ou d'accident étaient fondées sur une approche de type événementielle qui consistait, à partir d'un diagnostic initial unique visant à identifier un « événement initiateur », à engager une stratégie de conduite prédéterminée. Cette approche n'était pas adaptée à la gestion des 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.

La conduite à tenir en cas d'incident et d'accident utilise aujourd'hui le principe de l'approche par état (APE), mise progressivement en application de 1989 à 2004 sur les différents sites après autorisation de l'ASN. L'APE consiste à appliquer des stratégies de conduite qui sont élaborées en fonction de l'état physique identifié de la chaudière, quels que soient les événements ayant conduit à cet état. Un diagnostic permanent permet, si l'état se dégrade, d'abandonner la procédure ou la séquence en cours et d'appliquer une procédure ou une séquence plus adaptée.

De façon générale, l'ASN considère que les documents soumis par EDF sont de bonne qualité, même si l'exploitant doit maintenir ses efforts en ce qui concerne la traçabilité de l'origine et de la finalité des modifications.

Par ailleurs, les inspections réalisées par l'ASN n'ont pas mis en évidence de dysfonctionnement notable et l'ASN considère que l'appropriation par les sites des règles de conduite en cas d'incident ou d'accident (déclinaison en documents locaux, diffusion et formation des équipes) est de manière générale satisfaisante.

Enfin a débuté au cours de l'année 2006 l'analyse par l'ASN du projet « conduite en cas d'incident ou d'accident » (CIA). EDF a engagé ce projet à la suite de réflexions sur la fréquence des évolutions des procédures APE, sur les incidents constatés qui ne sont pas gérés de façon optimale par la conduite APE, et afin d'assurer un maintien des compétences dans le domaine de la conduite en cas d'incident ou d'accident.

##### **LA CONDUITE DES REACTEURS EN CAS D'ACCIDENT GRAVE**

Pour de telles situations très hypothétiques et non prises en compte à la conception initiale des REP, diverses mesures techniques, documentaires et organisationnelles sont prises pour permettre aux opérateurs, soutenus par les équipes de crise, de gérer la conduite du réacteur et d'assurer le confinement des matières radioactives afin de limiter les conséquences de l'accident.

Les équipes de crise peuvent notamment s'appuyer sur le guide d'intervention en accident grave (GIAG), dont les évolutions régulièrement proposées par EDF sont instruites par l'ASN.

En 2006, EDF a terminé la traduction du GIAG en documents opératoires sur l'ensemble des paliers. Ces documents sont destinés à l'usage des équipes de conduite, de l'astreinte de la centrale et des équipes de crise locale et nationale.

Afin de mieux définir l'ensemble des exigences de sûreté à respecter vis-à-vis des accidents graves et à la suite d'une demande de l'ASN, EDF a proposé un projet de référentiel « accidents graves ». Celui-ci a fait l'objet d'un examen par le GPR en 2005. Il devra être révisé, notamment pour prendre en compte les conclusions du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe associé aux troisièmes visites décennales ainsi que la gestion à long terme des accidents.

#### **19.4.1.5 Analyse des incidents et retour d'expérience**

L'ASN contrôle qu'EDF tire réellement les enseignements des événements pour améliorer la sûreté et la radioprotection. Au niveau national, l'ASN examine le traitement que fait EDF des événements déclarés. De plus, l'ASN examine, lors d'inspections dans les centrales nucléaires, l'organisation des sites et les actions menées en matière de traitement des événements et de prise en compte du retour d'expérience.

L'ASN veille également à ce qu'EDF tire les enseignements des événements qui se sont produits à l'étranger et qui sont transposables à ses réacteurs nucléaires.

À la demande de l'ASN, le GPR a examiné en 2005 le retour d'expérience de l'exploitation des REP sur la période 2000-2002. L'examen des incidents répertoriés sur cette période a montré qu'une part non-négligeable des événements significatifs découle de la mise en œuvre des programmes d'essais périodiques. L'ASN a demandé à EDF d'engager des actions d'amélioration au regard des faiblesses identifiées dans le processus d'élaboration et de mise en œuvre des essais périodiques et des essais de redémarrage et de transmettre un bilan des améliorations issues des actions engagées.

Par ailleurs, les non-conformités aux STE représentent plus du tiers des événements significatifs pour la sûreté. L'ASN a demandé à EDF d'engager ou de poursuivre des actions volontaristes pour réduire le nombre d'événements ayant trait à ces domaines, notamment pour améliorer la prise en compte des facteurs humains et organisationnels dans la conception des STE, ainsi que l'analyse et le contrôle des non-conformités à ces spécifications.

L'examen de la démarche d'analyse de risques et de sa mise en œuvre en exploitation a mis en évidence des difficultés relatives aux analyses de risques transverses impliquant plusieurs métiers, ainsi qu'à l'implication des prestataires dans la démarche d'analyse de risques. L'ASN a demandé à EDF d'améliorer sa démarche sur ces aspects, et d'améliorer l'analyse en profondeur des événements significatifs pour la sûreté afin d'identifier les facteurs à l'origine des insuffisances dans les analyses de risques. Le prochain examen, prévu fin 2007, portera sur la période 2003-2005.

Début 2004, les règles relatives à la déclaration des incidents de radioprotection ou relatifs à l'environnement ont été clarifiées.

En application des règles relatives à la déclaration des événements dans les domaines de la sûreté, de la radioprotection et de l'environnement, EDF a déclaré chaque année en moyenne (de 2004 à 2006), près de 700 événements significatifs classés sur l'échelle INES, dont environ 90% au niveau 0. 21% des événements classés le sont au titre de la radioprotection, et 1,5% au titre de rejets incontrôlés de substances radioactives dans l'environnement.

Les événements déclarés au titre de la protection de l'environnement et qui ne concernent ni la sûreté nucléaire, ni la radioprotection, ne sont pas classés sur l'échelle INES. Une vingtaine d'événements ont été déclarés à ce titre chaque année.

La proportion d'événements classés au niveau 1 de l'échelle INES est de l'ordre de 10%, presque exclusivement dans le domaine de la sûreté nucléaire.

Deux incidents survenus sur des réacteurs électronucléaires durant la période 2004-2006 ont été classés au niveau 2 de l'échelle INES par l'ASN :

- 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 ;
- en décembre 2005, anomalie générique : anomalie concernant les pompes des circuits d'injection d'eau de sécurité à basse pression (RIS BP) et d'aspersion d'eau dans l'enceinte (EAS) des réacteurs de 900 MWe.



#### **19.4.1.6 Gestion des déchets**

À la suite de la décision de l'ASN du 10 novembre 2000 visant à améliorer les conditions d'entreposage des déchets très faiblement actifs (TFA) des centrales nucléaires, l'ensemble des centrales a mis en exploitation des installations d'entreposage de déchets TFA.

Les bâtiments des auxiliaires nucléaires (BAN), les bâtiments des auxiliaires de conditionnement (BAC) et les bâtiments de traitement des effluents (BTE) des centrales nucléaires abritent la majorité des opérations associées à la gestion des déchets d'exploitation et de maintenance des réacteurs.

Les constats effectués lors d'inspections, ces dernières années, ont montré que la sûreté de la gestion des déchets dans les bâtiments BAN, BAC et BTE n'était pas satisfaisante notamment en termes de confinement, de protection vis-à-vis du risque incendie et de radioprotection. Des demandes ont été adressées à EDF, à la fin de l'année 2002, en vue de corriger cette situation.

L'ASN a engagé l'examen des études remises par EDF pour améliorer, à terme, la conception et l'exploitation des bâtiments d'entreposage ou de traitement des déchets des centrales nucléaires. EDF a en outre réalisé des travaux d'amélioration de ces bâtiments en 2004. Les analyses de sûreté relatives à ces bâtiments montrent cependant des insuffisances dans l'évaluation des risques en raison de l'absence de référentiel précis décrivant le domaine de fonctionnement des activités liées à la collecte, au traitement ou à l'entreposage de déchets dans ces bâtiments.

Enfin, les campagnes d'inspection menées par l'ASN en 2005 et 2006 sur les thèmes relatifs à la gestion des déchets dans les centrales nucléaires ont mis en évidence la prise de conscience par l'exploitant que des améliorations dans la gestion des déchets s'avéraient indispensables et nécessitaient un contrôle attentif des installations et des quantités de déchets qui y sont présentes. Dans les faits cependant, ces inspections ont montré que les conditions d'exploitation conduisaient à un encombrement parfois important des installations en raison par exemple de difficultés rencontrées par les sites dans l'évacuation des déchets (dysfonctionnement de certaines presses à compacter, production de colis non conformes, résorptions des stocks). Ces inspections ont par ailleurs montré l'absence de définition précise des domaines de fonctionnement des activités se déroulant dans ces bâtiments.

En 2006, l'ASN a demandé à EDF de définir un nouveau référentiel d'exploitation relatif à la gestion des déchets dans les bâtiments BAN, BAC et BTE afin de remédier à cette situation et d'assurer la disponibilité des équipements de conditionnement. L'ASN a demandé que ce référentiel s'appuie sur une analyse de risques exhaustive.

#### **19.4.2 Exploitation des réacteurs de recherche**

##### **19.4.2.1 Les autorisations internes**

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. Une quinzaine d'installations étaient concernées à la fin de 2003, et le système a été étendu depuis à une vingtaine d'installations, le plus souvent après un réexamen de sûreté approfondi de ces installations montrant la bonne prise en compte des exigences de sûreté actuelles et la transmission d'un référentiel de sûreté à jour et approuvé.

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.

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

Depuis la mise en place de ce système, la surveillance exercée par l'ASN au moyen d'inspections n'a pas mis en évidence de dysfonctionnement majeur. Néanmoins, l'ASN considère que le CEA doit, dans les dossiers qu'il transmet, s'attacher à justifier que les opérations restent dans le cadre de la démonstration de sûreté de l'installation. Par ailleurs, le CEA doit rester attentif à la mise à jour des documents de sûreté à l'issue de ces opérations. Dans cet esprit, l'ASN a entamé le travail de révision des guides correspondant au courrier précité qui encadrent les autorisations internes au CEA afin de simplifier le référentiel documentaire et de préciser les attentes en termes de justification du respect de la démonstration de sûreté.

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).

#### **19.4.2.2 La sûreté des dispositifs expérimentaux**

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. Un guide encadrant les conditions de conception, de réalisation et d'autorisation de ces dispositifs a été diffusé par l'ASN au tout début de 2004. Ce guide 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. L'application de ce guide a donné lieu à une campagne d'inspection en 2005 et un travail important d'intégration du retour d'expérience a été réalisé en 2006 à la fois par l'ASN et par le CEA dans son guide d'analyse de la sûreté des dispositifs expérimentaux appelé par le guide précité. Ce travail devrait conduire à une révision complète des guides en 2007.

#### **19.4.2.3 La sûreté de la gestion des cœurs**

En ce qui concerne la gestion de la configuration des cœurs de réacteurs de recherche des travaux visant à mieux encadrer les opérations de modification de configuration ont été entrepris depuis 2000 et se poursuivent. Un des enjeux importants est la prise en compte des spécificités de chaque type de réacteur tout en uniformisant ces règles.

### **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'Energie 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 post-PROSPER de suivi d'évaluation du système global d'analyse du retour d'expérience a été réalisée auprès des services centraux d'EDF du 3 au 7 avril 2006. Cette mission fait suite à une mission PROSPER antérieure qui avait été réalisée en 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 2007.

Date	Mission	Centrale
4-29 octobre 1985	OSART	Tricastin
20 octobre-10 novembre 1988	OSART	Saint-Alban
13-31 janvier 1992	OSART	Blayais (limitée à 3 thèmes)
9-27 mars 1992	OSART	Fessenheim
Mai 1992	ASSET	Fessenheim
15 mars-2 avril 1993	OSART	Gravelines 3 et 4
Novembre 1993	ASSET	Paluel
14-31 mars 1994	OSART	Cattenom
7-10 novembre 1994	Post-OSART	Gravelines 3 et 4
30 janvier-16 février 1995	OSART	Flamanville
12-16 juin 1995	Post-OSART	Cattenom
3-7 juin 1996	Post-OSART	Flamanville
11-29 novembre 1996	OSART	Dampierre
12-30 janvier 1998	OSART	Paluel
15-19 juin 1998	Post-OSART	Dampierre
26 octobre-12 novembre 1998	OSART	Golfech
8-25 mars 1999	OSART	Bugey
21-25 juin 1999	Post-OSART	Paluel
6-10 mars 2000	Post-OSART	Golfech
5-9 juin 2000	Post-OSART	Bugey
9-26 octobre 2000	OSART	Belleville
14-31 janvier 2002	OSART	Tricastin
13-17 mai 2002	Post-OSART	Belleville
18 novembre-5 décembre 2002	OSART	Nogent
10-28 mai 2003	OSART	Civaux
17-25 novembre 2003	Post-OSART	Tricastin
24 novembre-3 décembre 2003	PROSPER	EDF Services Centraux
15-19 novembre 2004	Post-OSART	Nogent
29 novembre-15 décembre 2004	OSART	Penly
6-12 décembre 2005	Post-OSART	Civaux
2-5 mai 2006	Post-OSART	Penly
2-18 mai 2005	OSART	Blayais
6- 10 novembre 2006	Post-OSART	Blayais
3-7 avril 2006	Post-PROSPER	EDF Services Centraux
Novembre 2006	OSART	Saint Laurent
23 novembre-12 décembre 2007	OSART	Chinon
Printemps 2008	Post-OSART	Saint Laurent
2008	OSART	Cruas

Les rapports de toutes ces missions sont publics et disponibles sur le site de l'ASN.

### 19.5.2 Les Peer Review de WANO

Pour multiplier les regards extérieurs portés sur ses installations et leur exploitation, EDF reçoit chaque année des « Peer Reviews » et contribue aussi à de telles évaluations à l'étranger. Les « Peer Reviews » consistent en un programme d'évaluation d'une centrale, couvrant les domaines techniques et managériaux, réalisé par des pairs exploitants étrangers. Elles sont aussi l'occasion d'échanges productifs entre l'équipe d'évaluation et les exploitants de la centrale visitée. Depuis 2004, ces Peer Reviews sont préférentiellement organisées sous la forme de Joint Peer Reviews qui associent programme interne d'inspection, menée par l'Inspection Nucléaire, et équipe de pairs étrangers.

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
2003	Fessenheim, Services centraux
2004	Cattenom, Dampierre, Bugey, Belleville, Tricastin
2005	Golfech, Paluel, Civaux,
2006	Nogent, Flamanville, Saint Alban, Gravelines,
2007	Cruas, Penly, Blayais, Fessenheim
2008	Tricastin, Belleville, Saint Alban

En 2003 WANO avait réalisé une Peer Review de la Division Production Nucléaire (Corporate Peer Review), prenant en compte le fonctionnement de l'Etat-Major de la Division avec ses différentes Unités (Centrales nucléaires et Unités d'appui). En mars 2006, WANO a réalisé aussi une mission de suivi (follow up) de la précédente Peer Review réalisée en 2003.



## **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 ;
- améliorer la rigueur d'exploitation des réacteurs électronucléaires, notamment l'application des procédures d'exploitation, le contrôle des activités et la préparation des interventions ;
- 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 des problèmes d'environnement, en particulier à l'occasion du renouvellement des autorisations de rejets ;
- anticiper 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'ASN, 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 premier producteur d'électricité d'origine nucléaire a la volonté permanente d'être exemplaire en matière de transparence et de sûreté nucléaire.

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 l'exploitation ainsi que l'outil de production.

##### **OBJECTIFS EN MATIERE D'EXPLOITATION**

- Continuer à impulser l'amélioration continue de la sûreté en exploitation, homogène sur l'ensemble des sites nucléaires en exploitation.
- Fiabiliser les interventions et renforcer la présence des managers sur le terrain
- Adapter et renouveler les compétences, compte tenu du départ progressif en inactivité de la génération qui a démarré les réacteurs nucléaires,
- Renforcer la qualité du partenariat avec les prestataires
- 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,

- Prendre en compte les évolution réglementaires.

**OBJECTIF CONCERNANT L'OUTIL DE PRODUCTION**

- Amener aux plus haut standard l'état général des installations pour pérenniser l'outil industriel et créer les conditions d'une exploitation rigoureuse, et développer l'attitude de propriétaire de l'installation auprès du personnel
- Assurer et prolonger la durée de vie des tranches dans des conditions optimales de sûreté. En particulier réussir la préparation et la réalisation des réévaluations de sûreté, maîtriser le vieillissement du matériel. 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 les agressions climatiques.
- Préparer le renouvellement du Parc nucléaire en construisant un réacteur EPR tenant en compte en particulier du retour d'expérience de 1200 années-réacteur d'exploitation
- 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.

Les objectifs prioritaires du CEA portent sur les actions suivantes:

- veiller à l'efficacité du contrôle de 1<sup>er</sup> niveau,
- développer la communication interne dans les installations,
- observer de la rigueur dans le respect des règles et des procédures,
- assurer efficacement l'auto-contrôle afin d'identifier les dérives possibles,
- se faire évaluer par des pairs,
- assurer les formations nécessaires au maintien de la culture de sûreté dans les installations et sensibiliser les responsables hiérarchiques à la maîtrise des risques,
- mettre en œuvre les bonnes pratiques issues du retour d'expérience,
- adapter le zonage de radioprotection des installations en fonction des risques réels et de la réglementation.
- poursuivre l'application de la méthode ALARA afin de réduire les doses des personnels,
- éliminer les sources sans emploi et limiter le nombre de celles en utilisation.

**20.1.2.3 Objectifs 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 mis sur la tenue au séisme ces quatre dernières années, mais également les opérations de jouvence importantes (source froide verticale, système de manutention du combustible, doigt de gant H1-H2) qui ont pu être menées à bien en profitant du grand arrêt nécessaire pour les travaux de renforcement de la tenue au séisme. L'objectif pour les années à venir est d'amener la sûreté du bâtiment détritiation au même niveau que celle du bâtiment réacteur.

## **20.2 Mesures de coopération internationale**

### **20.2.1 Activités internationales de l'ASN**

#### **20.2.1.1 Politique générale**

Le parc nucléaire contrôlé par l'ASN est l'un des plus importants et des plus diversifiés au monde. Aussi l'ambition de l'ASN est-elle d'assurer un contrôle du nucléaire et de la radioprotection qui constitue une référence internationale.

La loi du 13 juin 2006 dispose, en son article 9, que « l'ASN adresse au gouvernement ses propositions pour la définition de la position française dans les négociations internationales dans les domaines de sa compétence » et qu'« elle participe, à la demande du gouvernement, à la représentation française dans les instances des organisations internationales et communautaires compétentes en ces domaines ». Enfin, elle précise que « pour l'application des accords internationaux ou des réglementations de l'Union européenne relatifs aux situations d'urgence radiologique, l'ASN est compétente pour assurer l'alerte et l'information des autorités des États tiers ou pour recevoir leurs alertes et informations ».

L'ASN conduit son action internationale pour assurer la prise en compte et la promotion des principes de sûreté et de radioprotection et partager son travail et son expérience. Ses principaux objectifs sont les suivants :

- développer les échanges d'information avec ses homologues étrangers sur les systèmes et pratiques réglementaires, faire connaître et expliquer l'approche et les pratiques françaises et fournir des informations sur les mesures prises pour résoudre les problèmes rencontrés ;
- informer les États étrangers des événements survenus en France, et fournir aux pays concernés toutes les informations utiles sur les installations nucléaires françaises situées à proximité de leurs frontières ;
- contribuer à ce que l'évolution des règles et des pratiques aux niveaux européen et international s'appuie sur les meilleures pratiques et prendre une part active aux travaux d'harmonisation des principes et des normes en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection ainsi qu'aux travaux d'élaboration du droit communautaire ;
- mettre en œuvre les engagements contractés par l'État français en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, notamment dans le cadre de conventions internationales.

Ces objectifs sont poursuivis dans des cadres bilatéraux mais également au travers de la participation de l'ASN aux travaux coordonnés par l'Union européenne, l'AIEA ou l'OCDE ou ainsi qu'à ceux d'associations de responsables d'Autorités de sûreté nucléaire.

#### **20.2.1.2 Les relations multilatérales**

##### **L'UNION EUROPEENNE (UE)**

L'Union européenne, avec le Traité instituant la Communauté européenne de l'énergie atomique (Euratom) et son droit dérivé, comme avec les travaux de l'association WENRA, est aujourd'hui au cœur du travail réglementaire dans le domaine de la sûreté nucléaire et de la radioprotection. L'ASN est donc fortement impliquée dans les différents groupes de travail européens et contribue largement à la réflexion sur l'intégration de la sûreté nucléaire au niveau communautaire.

##### **WESTERN EUROPEAN NUCLEAR REGULATORS' ASSOCIATION (WENRA)**

L'ASN est membre de l'association WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association) dont les travaux actuels visent à l'harmonisation des pratiques nationales de sûreté à l'horizon 2010.



#### L'ASSISTANCE AUX PAYS D'EUROPE DE L'EST

L'ASN participe aux programmes d'assistance mis en place par la Commission européenne pour améliorer la sûreté nucléaire dans les pays d'Europe de l'Est, volets nucléaires des programmes PHARE (qui s'adressent plus particulièrement aux pays candidats à l'entrée dans l'Union) et TACIS (destinés aux pays de l'ex-Union soviétique).

#### L'AGENCE INTERNATIONALE DE L'ENERGIE ATOMIQUE (AIEA)

Pour ce qui concerne les domaines de compétences de l'ASN, les activités de l'AIEA consistent notamment en :

- L'organisation de groupes de réflexion à différents niveaux et la rédaction de « Safety Standards », décrivant les principes et pratiques de sûreté que les États membres peuvent utiliser comme base de leur réglementation nationale.

Cette activité est supervisée par la CSS (Commission on Safety Standards). La France est représentée au sein de cette commission par un directeur général adjoint de l'ASN tandis que le président de l'ASN préside la commission depuis début 2005. Cette commission coordonne le travail de quatre comités chargés de suivre l'élaboration des documents dans quatre domaines : NUSSC (NUclear Safety Standards Committee) pour la sûreté des installations, RASSC (RAdiation Safety Standards Committee) pour la radioprotection, TRANSSC (TRANSport Safety Standards Committee) pour la sûreté des transports de matières radioactives et WASSC (WASte Safety Standards Committee) pour la sûreté de la gestion des déchets radioactifs. La France, représentée par l'ASN, est présente dans chacun de ces comités. Elle participe également aux groupes techniques qui rédigent ces documents.

- La mise à disposition des États membres de « services » destinés à leur donner des avis sur des aspects particuliers intéressant la sûreté.

S'inscrivent dans cette catégorie les missions OSART (Operational Safety Review Team), IRRS (Integrated Regulatory Review Service), PROSPER (Peer Review of the effectiveness of the Operational Safety Performance Experience Review), TRANSAS (Transport Safety Appraisal Service), RaSSIA (Radiation Safety and Security Infrastructure Appraisal).

En 2006, l'ASN a accueilli une mission IRRS, la première mission couvrant le champ complet de l'IRRS dans un grand pays nucléaire (cf chapitre 8.1.3).

Des missions OSART et des missions de suivi OSART ont été réalisées en France chaque année ainsi qu'une mission de suivi PROSPER en 2006 (cf chapitre 19.5).

Enfin, l'ASN participe aux missions RaSSIA ainsi qu'aux cours régionaux en radioprotection organisés par l'AIEA.

- L'harmonisation des outils de communication.

Le nouveau volet de l'échelle INES relatif aux incidents de radioprotection, qui intègre le principe de la relation entre le risque radiologique et la gravité de l'événement, est applicable en France, aux INB et aux transports, depuis le 1er janvier 2005 à titre expérimental.

#### L'AGENCE DE L'OCDE POUR L'ENERGIE NUCLEAIRE (AEN)

Au sein de l'AEN, l'ASN participe à des travaux des comités spécialisés et en particulier à ceux du Comité sur les activités nucléaires réglementaires (CANR). Au cours de ses deux réunions annuelles, le CANR a, entre autres sujets, débattu des pratiques d'inspection.

#### MULTINATIONAL DESIGN EVALUATION PROGRAM (MDEP)

Elle participe également aux travaux du MDEP (Multinational Design Evaluation Program). Ce programme est une initiative multinationale en vue de développer des approches innovantes afin

de mutualiser les ressources et les connaissances des Autorités de sûreté qui auront la responsabilité de l'évaluation réglementaire de nouveaux réacteurs, dont le secrétariat est assuré par l'AEN.

L'ASSOCIATION INTERNATIONALE DES RESPONSABLES D'AUTORITES DE SURETE NUCLEAIRE (INRA – INTERNATIONAL NUCLEAR REGULATORS' ASSOCIATION)

L'ASN participe également aux travaux de l'INRA qui, en 2006, était présidée par le Président de l'ASN.

### **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.

#### **LES ECHANGES DE PERSONNEL ENTRE L'ASN ET SES HOMOLOGUES ETRANGERS**

Un des moyens retenus pour améliorer la connaissance du fonctionnement des Autorités de sûreté nucléaire et de radioprotection étrangères, d'en tirer les leçons pour le fonctionnement de l'ASN et de compléter la formation des personnels est le développement des échanges de personnels.

Plusieurs modalités ont été retenues pour ces échanges :

- Des actions de très courte durée (un à deux jours) permettant de proposer à nos homologues des inspections croisées et des exercices de crise conjoints : elles consistent à inviter des inspecteurs étrangers à participer à des inspections ou des exercices de crise réalisés en France, des inspecteurs français se rendant dans le pays concerné pour participer à une inspection ou un exercice. Depuis 1997, une dizaine d'inspections croisées est réalisée chaque année, soit en France, soit dans les pays voisins.
- Des missions de courte durée (trois semaines à trois mois) afin d'étudier un thème technique précis. En 2004, 2005 et 2006, de tels échanges ont eu lieu avec les autorités sud-africaine et chinoise.
- Des échanges de longue durée (de l'ordre de trois ans). Au cours de la période considérée, deux inspecteurs britanniques sont venus travailler au sein de l'ASN tandis que deux inspecteurs français étaient mis à la disposition du NII.

### **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 :

- 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, seul ou 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 REP (programme PHEBUS-PF), sur les accidents de dimensionnement ou hors dimensionnement des réacteurs à neutrons rapides (programme CABRI-RAFT achevé en 2001) et sur le comportement de combustibles fortement irradiés lors d'accidents de réactivité des REP (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 (6ème PCRD et 7ème 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, du Japon, de l'Inde et de la Chine, 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 REP 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'enveloppe du réacteur en cas d'accident grave.

#### **20.2.2.2 Contribution à l'élaboration 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).

Par ailleurs, 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 bilatérale 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, d'Europe de l'Est, marocains et vietnamiens.

### **20.2.3 Activités internationales d'EDF sur la sûreté des réacteurs**

Les activités internationales d'EDF se développent selon plusieurs axes principaux :

- Les activités internationales au sein du groupe EDF,
- les activités d'échanges d'expérience en bilatéral, incluant principalement les jumelages,
- la participation dans des institutions internationales, pouvant inclure aussi des détachements d'experts,
- 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 Activités internationales au sein du groupe EDF**

EDF et EnBW ont développé une coopération fructueuse dans le domaine nucléaire. Un groupe de travail commun a été notamment créé pour la sûreté nucléaire. Les systèmes de management de la sûreté, les indicateurs de sûreté ont fait l'objet de comparaisons en 2006. Les informations relatives aux événements intéressant la sûreté sont régulièrement échangées.

EDF détient 50% de l'unité de production de Tihange 1 en Belgique. Dans ce cadre des échanges fructueux et des partages d'expérience sont réalisés : événements significatifs sûreté, études d'accidents, ...

#### **20.2.3.2 Echanges d'expérience / relations bilatérales**

Les échanges d'expérience en bilatéral se font à travers des accords de jumelage entre centrales ou entre Exploitants étrangers. 11 jumelages actifs entre centrales nucléaires françaises et centrales installées sur les différents continents forment le cadre de ces échanges. Plusieurs accords entre exploitants donnent lieu aussi à des échanges réguliers.

En 2005, un accord de jumelage a été signé entre le CNPE de Saint-Laurent et la centrale ukrainienne de Sud Ukraine. Plus récemment en 2006, un accord de jumelage entre la centrale de Flamanville et l'exploitant finlandais de la centrale d'Olkiluoto (2 tranches BWR et une tranche EPR en construction) a été signé.

L'organisation de visites ciblées et de rencontres périodiques réciproques permet des échanges directs d'informations entre exploitants de cultures différentes, exerçant les mêmes métiers dans des environnements différents. Ces échanges ciblés se font principalement sur des activités spécifiques telles que les arrêts de tranche, la maintenance, le management de la sûreté, la propreté radiologique, le maintien des installations dans de bonnes conditions.

### **20.2.3.3 Institutions internationales**

Les institutions internationales favorisent la concertation et les échanges entre les opérateurs nucléaires. EDF utilise largement ces institutions dans le but de renforcer globalement la sûreté et la fiabilité de l'exploitation des centrales nucléaires.

#### **WORLD ASSOCIATION OF NUCLEAR OPERATORS (WANO)**

WANO est une association de 140 exploitants mondiaux regroupés en quatre centres régionaux dont l'objectif est de maximiser la sûreté et la fiabilité des centrales nucléaires par des échanges d'informations, de comparaisons parmi ces membres. Les Activités de WANO sont réparties sur quatre programmes principaux:

- Retour d'Expérience
- Peer Reviews
- Développement Technique et Professionnel (Séminaires et Workshops)
- Echange et Support Technique (comprenant Bonnes Pratiques, Indicateurs de Performance, Echanges entre Opérateurs, et Missions d'Assistance)

EDF est rattachée au centre WANO de Paris où sont détachés sept ingénieurs permanents. Deux autres ingénieurs sont détachés en permanence au centre de coordination WANO de Londres.

#### ***RETOUR D'EXPERIENCE***

EDF alimente en permanence les bases de données du retour d'expérience de WANO. A titre d'exemple, 90 événements issus des centrales EDF ont été diffusés sur le site Internet de l'association en 2006 (accessible à tous les membres de l'association). EDF utilise aussi les événements ayant eu lieu dans des centrales étrangères dans le cadre du processus REX interne. 19 événements en 2006 ont été intégrés après analyse dans le processus REX interne EDF.

#### ***PEER REVIEWS***

Les Peer Reviews réalisées dans les centrales françaises sont présentées au § 19.5.2.

En complément, plus d'une quarantaine de pairs (42 en 2004, 44 en 2005, 47 en 2006, et 49 prévus en 2007) participent chaque année à des « Peer Reviews » organisées par les 4 centres WANO. Ces pairs sont d'un niveau ingénieur occupant différentes positions dans une centrale nucléaire. A noter que la participation à une mission comme une Peer Review fait aussi partie du processus de professionnalisation de futurs chefs de service des centrales nucléaires.

#### ***DEVELOPPEMENT TECHNIQUE ET PROFESSIONNEL (SEMINAIRES ET WORKSHOPS)***

EDF a participé à 19 séminaires ou workshops organisés par WANO Paris en 2006.

#### ***Echange et Support Technique***

13 visites d'appui ou d'assistance réalisées à la demande des différentes centrales ont été réalisées par WANO en 2006 avec des participations de pairs issus de centrales étrangères.

#### **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.

Des experts français participent également à des missions OSART à l'étranger. Ainsi en 2004, 6 experts ont participé à des missions OSART, dont un Directeur de site. En 2005, ce sont 5 experts

qui ont participé à des missions d'OSART, dont aussi un Directeur de site. En 2006 deux experts ont aussi participé à des OSART. En 2007, 5 experts ont participé à différentes OSART.

EDF a trois agents détachés permanents à l'AIEA, dont un est en charge du référentiel OSART et de la planification des OSART sur toutes les centrales.

#### **FRAMATOME OWNERS GROUP (FROG)**

Les réunions du FROG 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.

#### **WESTINGHOUSE OWNERS GROUP (WOG)**

EDF est également membre du Westinghouse Owners Group (WOG). Les points traités concernent principalement les matériaux (impact du vieillissement), les facteurs humains et la sûreté, la problématique du maintien des compétences. Le WOG permet aussi resserrer les liens avec les tranches US de licence Westinghouse au titre du retour d'expérience ; en particulier, certaines tranches américaines sont plus anciennes que les tranches EDF et représentent des précurseurs intéressants.

#### **ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE (EPRI)**

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 a en permanence un agent détaché à l'EPRI.

#### **INSTITUTE OF NUCLEAR POWER OPERATORS (INPO)**

EDF est membre de l'INPO. L'INPO est aussi un lieu d'échange important et EDF est également représenté au sein de l'INPO aux Etats-Unis par le détachement d'un ingénieur qui est intégré à l'équipe des évaluateurs de l'INPO et suit les évolutions du parc nucléaire américain.

EDF participe activement à l'International Participant Advisory Committee (IPAC) avec l'INPO.

#### **ASSOCIATION DES EXPLOITANTS ALLEMANDS D'INSTALLATIONS ENERGETIQUES (VGB)**

La participation de représentants d'EDF à différents groupes de travail du VGB est aussi un lieu d'échanges et permet de renforcer la sûreté et la fiabilité de l'exploitation des centrales, la radioprotection, l'housekeeping, ...

#### **EUROPEAN NUCLEAR INSTALLATIONS SAFETY STANDARD INITIATIVE (ENISS)**

L'ENISS, regroupement des exploitants nucléaires européens, s'est constitué sous l'égide de FORATOM pour être l'interlocuteur de WENRA (Association de régulateurs ouest-européens – 17 pays). EDF y prend une part active. Au travers de ENISS, les discussions ont été soutenues sur quelques points de fond comme l'usage des méthodes probabilistes dans la démonstration de sûreté, les finalités et les modalités des révisions périodiques, la prise en compte des accidents graves. Une démarche conduit bien à une harmonisation dans l'approche de sûreté, au sens où aucun enjeu d'importance ne peut plus être ignoré par aucun exploitant ni aucun régulateur.

### **20.2.3.5 Activités de conseil ou de service**

L'engagement d'EDF auprès des exploitants de Daya Bay (Chine) continue sur la base d'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 de quatre à cinq 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.

EDF apporte son appui à l'exploitant de Koeberg (Afrique du Sud). Cet appui se matérialise par la mise à disposition de 2 à 3 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 (sûreté, génie civil, formation, chimie...).

### **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 engagée en 1992 avec les principaux producteurs 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, et en 2006 Energoatom (UKRAINE) comme membre associé.

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 a continué en 2004 et 2005, ont été présentés à WENRA.

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 sont poursuivies en 2004.

On devrait donc disposer à terme de bases solides pour développer une révision D des volumes 1 et 2, bien adaptée au nouvel environnement européen.

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. Entre 2003 et 2006, l'organisation EUR a évalué deux réacteurs :

- le modèle AP1000 de Westinghouse dont la certification aux USA a été acquise en 2004;
- le modèle VVER AES92 proposé par l'industrie russe (AEP Moscou)

Les volumes III correspondants seront publiés en 2007.

- 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 Areva-NP.
- 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 Areva-NP 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**

Le CEA participe à des collaborations internationales dans le domaine nucléaire, en particulier sur le champ concernant la sûreté des réacteurs électronucléaires.

Les recherches en sûreté portent principalement sur quatre grands objectifs :

- la minimisation des débits de dose en exploitation,
- l'utilisation de systèmes passifs pour le retour à l'état sûr à partir des situations accidentelles,
- la réduction de la probabilité de fusion de cœur,



- la limitation des conséquences à l'extérieur du site en situation d'accident grave, notamment par un renforcement du confinement.

Le CEA contribue aux travaux de l'AIEA sur les réacteurs de recherche et a établi des échanges réguliers avec des organismes étrangers homologues, échanges basés sur l'expérience d'exploitation et les enseignements tirés des incidents. Dans le domaine des réacteurs à neutrons rapides, des contacts étroits sont ainsi maintenus avec la Russie, l'Inde et le Japon.

Depuis 2005, la Centrale Phénix a mis en place une école sur la sûreté et le fonctionnement des réacteurs rapides de façon à partager l'expérience acquise par le CEA sur les RNR sodium avec les exploitants des pays étrangers développant cette filière.

#### **20.2.5 Activités internationales de l'ILL sur la sûreté des réacteurs**

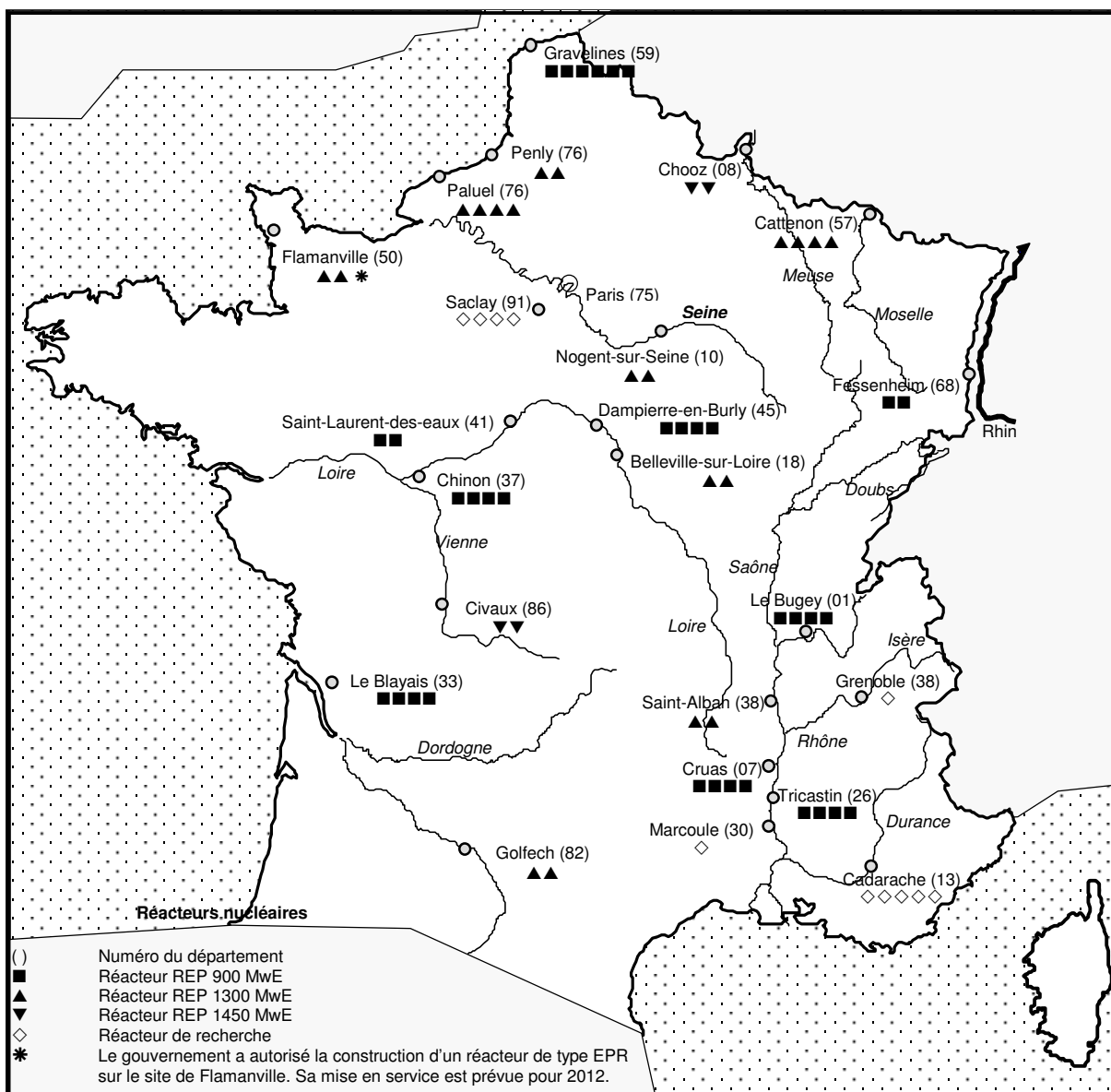
Les activités internationales de l'ILL concernent surtout les activités de recherche fondamentale. Cependant l'ILL contribue au partage et au retour d'expérience par l'intermédiaire des clubs d'exploitants de réacteur de recherche auquel il participe, en particulier au niveau européen.

## ANNEXE 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France

### 1.1 Localisation des réacteurs nucléaires

Les 58 réacteurs électronucléaires et les 11 réacteurs de recherche en exploitation au 31 décembre 2006 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 neutrons rapides et 9 autres réacteurs de recherche de type piscine sont exploités par le CEA. Le réacteur de recherche RHF est exploité par l'ILL.

**1.2 Liste des réacteurs électronucléaires**

Les réacteurs électronucléaires en exploitation sont les INB 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 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 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 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 TRICASTIN (réacteurs 3 et 4) 26130 Saint-Paul-Trois-Châteaux	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe		02.07.76	04.07.76	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 J.O. du 18.12.85 et décret du 29.11.04 JO du 02.12.04
89	CENTRALE NUCLÉAIRE DU BUGEY (réacteurs 4 et 5) 01980 Loyettes	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe		27.07.76	17.08.76	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 J.O. du 18.12.85
96	CENTRALE NUCLÉAIRE GRAVELINES (réacteurs 1 et 2) 59820 Gravelines	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe		24.10.77	26.10.77	Modification du périmètre : décret du 29.11.04 JO du 02.12.04
97	CENTRALE NUCLÉAIRE GRAVELINES (réacteurs 3 et 4) 59820 Gravelines	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe		24.10.77	26.10.77	Modification du périmètre : décret du 29.11.04 JO du 02.12.04
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	

Annexe 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation	Déclarée le :	Autorisée le :	J. O. du :	OBSERVATIONS
103	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 1) 76450 Cany-Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		10.11.78	14.11.78	
104	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 2) 76450 Cany-Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		10.11.78	14.11.78	
107	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHINON (réacteurs B1 et B2) 37420 Avoine	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe		04.12.79	08.12.79	Modification : décret du 21.07.98 J.O. du 26.07.98
108	CENTRALE NUCLÉAIRE DE FLAMANVILLE (réacteur 1) 50830 Flamanville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		21.12.79	26.12.79	
109	CENTRALE NUCLÉAIRE DE FLAMANVILLE (réacteur 2) 50830 Flamanville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		21.12.79	26.12.79	
110	CENTRALE NUCLÉAIRE DU BLAYAIS (réacteurs 3 et 4) 33820 Saint-Ciers-sur-Gironde	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe		05.02.80	14.02.80	
111	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CRUAS (réacteurs 1 et 2) 07350 Cruas	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe		08.12.80	31.12.80	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 J.O. du 18.12.85 et décret du 29.11.04 JO du 02.12.04
112	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CRUAS (réacteurs 3 et 4) 07350 Cruas	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe		08.12.80	31.12.80	Modification du périmètre : décret du 29.11.04 JO du 02.12.04
114	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 3) 76450 Cany - Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		03.04.81	05.04.81	
115	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 4) 76450 Cany - Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe		03.04.81	05.04.81	
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

Annexe 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	DE	Exploitant	Nature de l'installation	Déclarée le :	Autorisée le :	J. O. du :	OBSERVATIONS
124	CENTRALE NUCLÉAIRE CATTENOM (réacteur 1) 57570 Cattenom	DE	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe		24.06.82	26.06.82	
125	CENTRALE NUCLÉAIRE CATTENOM (réacteur 2) 57570 Cattenom	DE	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe		24.06.82	26.06.82	
126	CENTRALE NUCLÉAIRE CATTENOM (réacteur 3) 57570 Cattenom	DE	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe		24.06.82	26.06.82	
127	CENTRALE NUCLÉAIRE BELLEVILLE (réacteur 1) 18240 Léré	DE	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe		15.09.82	16.09.82	
128	CENTRALE NUCLÉAIRE BELLEVILLE (réacteur 2) 18240 Léré	DE	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe		15.09.82	16.09.82	Modification du périmètre : décret du 29.11.04 JO du 02.12.04
129	CENTRALE NUCLÉAIRE DE NOGENT (réacteur 1) 10400 Nogent-sur-Seine		EDF	1 réacteur REP P'4 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 P'4 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 P'4 1300 MWe		03.03.83	06.03.83	Modification du périmètre : décret du 29.11.04 JO du 02.12.04
136	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PENLY (réacteur 1) 76370 Neuville-lès-Dieppe		EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe		23.02.83	26.02.83	
137	CENTRALE NUCLÉAIRE CATTENOM (réacteur 4) 57570 Cattenom	DE	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe		29.02.84	03.03.84	
139	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHOOZ B (réacteur 1) 08600 Givet		EDF	1 réacteur REP N4 1450 MWe		09.10.84	13.10.84	Report de mise en service : décrets du 18.10.1993 J.O. du 23.10.93 et du 11.06.99 J.O. du 18.06.99
140	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PENLY (Réacteur 2) 76370 Neuville-lès-Dieppe		EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe		09.10.84	13.10.84	

Annexe 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation	Déclarée le :	Autorisée le :	J. O. du :	OBSERVATIONS
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

**1.3 Liste des réacteurs nucléaires de recherche**

Les réacteurs de recherche en exploitation sont les INB 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			Modification : décret du 20.03.06 J.O. du 21.03.06
39	MASURCA (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 0,005 MW-th		14.12.66	15.12.66	
40	OSIRIS (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur 70 MW-th		08.06.65	12.06.65	
	ISIS (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur 0,70 MW-th		08.06.65	12.06.65	
42	EOLE (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 0,0001 MW-th		23.06.65	28 et 29.06.65	
67	RÉACTEUR À HAUT FLUX (RHF) 38041 Grenoble Cedex	Institut Max von Laue Paul Langevin	Réacteur 57 MW-th		19.06.69 05.12.94	22.06.69 06.12.94	Modification du périmètre : décret du 12.12.88 J.O. du 16.12.88
71	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**

### **2.1 Lois et règlements**

Loi n°2006-686 du 13 juin 2006

Relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire.

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.

Arrêté ministériel du 10 août 1984

Arrêté relatif à la qualité de conception, de la construction et de l'exploitation des INB.

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 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 INB.

Arrêté ministériel du 12 décembre 2005 – Arrêté relatif aux équipements sous pression nucléaires.

### **2.2 Règles fondamentales de sûreté**

#### **2.2.1 Règles relatives aux REP**

RFS 2002-1 Règle fondamentale de sûreté n°2002-1 relative au développement et à l'utilisation des études probabilistes de sûreté pour les réacteurs nucléaires à eau sous-pression (26 décembre 2002).

RFS-I.2.a. Prise en compte des risques liés aux chutes d'avions (5 août 1980).

RFS-I.2.b. Prise en compte des risques d'émission de projectiles par suite de l'éclatement des groupes turbo-alternateurs (5 août 1980).

RFS-I.2.d. Prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication (7 mai 1982).

RFS-I.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).

## 2.2.2 Règles relatives aux autres INB

- RFS-I.1.a. Prise en compte des risques liés aux chutes d'avions (7 octobre 1992).
- RFS-I.1.b. Prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication (7 octobre 1992).
- RFS-I.2.a. Objectifs de sûreté et bases de conception pour les centres de surface destinés au stockage à long terme de déchets radioactifs solides de période courte ou moyenne et de faible ou moyenne activité massique (8 novembre 1982) ; révision 1 (19 juin 1984).
- RFS-I.2.b. Base de conception des ionisateurs (18 mai 1992).
- RFS-I.3.c. Risque de criticité (18 octobre 1984).
- RFS-I.4.a. Protection contre l'incendie (28 février 1985).

- RFS-II.2. Conception et exploitation des systèmes de ventilation dans les installations de base autres que les réacteurs nucléaires (20 décembre 1991).
- RFS-III.2.a. Dispositions générales applicables à la production, au contrôle, au traitement, au conditionnement et à l'entreposage des divers types de déchets résultant du traitement de combustibles irradiés dans des réacteurs nucléaires à eau ordinaire sous pression (24 septembre 1982).
- RFS-III.2.b. Dispositions particulières applicables à la production, au contrôle, au traitement, au conditionnement et à l'entreposage des déchets de haute activité conditionnés sous forme de verre et résultant du traitement de combustibles irradiés dans des réacteurs nucléaires à eau ordinaire sous pression (12 décembre 1982).
- RFS-III.2.c. Dispositions particulières applicables à la production, au contrôle, au traitement, au conditionnement et à l'entreposage des déchets de faible ou moyenne activité enrobés dans le bitume et résultant du traitement de combustibles irradiés dans des réacteurs nucléaires à eau ordinaire sous pression (5 avril 1984).
- RFS-III.2.d. Dispositions particulières applicables à la production, au contrôle, au traitement, au conditionnement et à l'entreposage des déchets enrobés dans du ciment et résultant du traitement de combustibles irradiés dans des réacteurs nucléaires à eau ordinaire sous pression (1er février 1985).
- RFS-III.2.e. Conditions préalables à l'agrément des colis de déchets solides enrobés destinés à être stockés en surface (31 octobre 1986) ; (révision du 29 mai 1995).
- 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).

### **2.2.3 Autres Règles fondamentales de sûreté**

- RFS 2001-01 Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations (Révision des RFS-I.2.c et RFS-I.1.c - 16 mai 2001).
- RÈGLE SIN N° C-12308/86 (RR1)  
Dispositifs d'épuration équipant les systèmes de ventilation des réacteurs nucléaires de recherche (4 août 1986).
- RÈGLE SIN N° A-4212/83  
Relative aux moyens de mesures météorologiques (12 août 1983).
- RÈGLE SIN N° C-12670/9-1 (RR2)  
Protection contre le risque d'incendie dans les réacteurs nucléaires de recherche (1er juillet 1991).

### **2.3 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.

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.

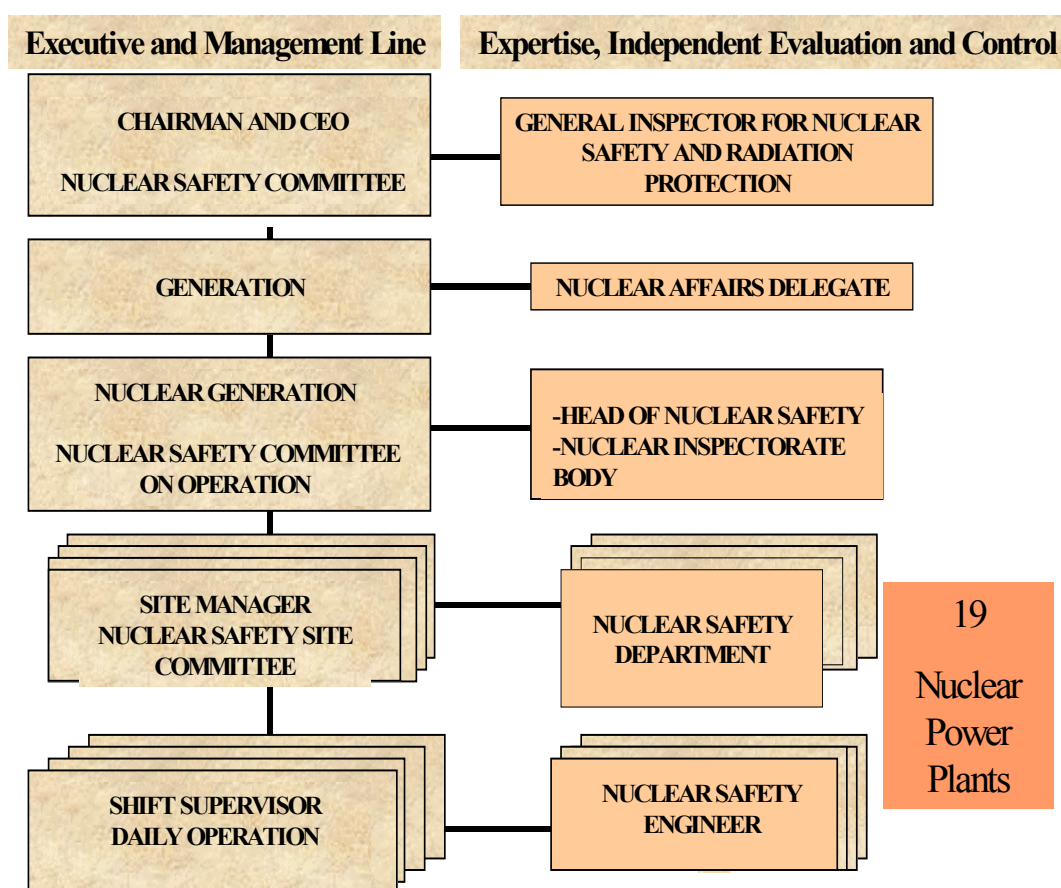


## Annexe 3 - Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires

### 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 INB exploitées par l'Entreprise, ainsi qu'aux matières nucléaires 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 INB exploitées par l'Entreprise, ainsi qu'aux matières nucléaires expédiées par celles-ci.

### **NUCLEAR SAFETY ORGANISATION AND CONTROL**



Dans le cas d'installations exploitées par des filiales du Groupe EDF S.A, la responsabilité de la sûreté nucléaire et de la radioprotection incombe à l'exploitant désigné dans le décret d'autorisation de création (ou l'équivalent à l'étranger).

La sûreté nucléaire et la radioprotection concernent toutes les personnes travaillant ou se trouvant dans une INB à quelque titre que ce soit. Toutefois, en ce qui concerne les personnels d'entreprises extérieures, les dispositions indiquées ci-après n'ont, en aucun cas, pour effet de dégager ou d'atténuer la responsabilité des chefs d'entreprises concernés.

### **3.1.1 Le Président**

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 S.A de sa qualité d'exploitant nucléaire. En particulier, il arrête les orientations stratégiques en matière de sûreté nucléaire. Il fixe les principes généraux d'organisation permettant le bon exercice de la responsabilité d'exploitant nucléaire d'EDF S.A. avec le concours du Directeur Général Délégué Intégration Opérations Dérégulé France.

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 peut demander au Directeur Général Adjoint Production Ingénierie de la représenter dans cette mission.

Il préside le Conseil de Sûreté Nucléaire. Il peut demander au Directeur Général délégué Intégration Opérations Dérégulé France de le représenter dans cette fonction.

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.

### **3.1.2 Le Directeur Général Adjoint Production et Ingénierie**

Dans le cadre de la délégation de pouvoirs qui lui a été consentie par le Président du Conseil d'Administration, le Directeur Général Adjoint Production Ingénierie prend toutes dispositions nécessaires à l'exercice par EDF S.A de sa qualité d'exploitant nucléaire ; en particulier dans toutes les phases du processus dont l'entreprise a la charge, il propose et met en œuvre les principes d'organisation et de fonctionnement permettant le respect des règles de la sûreté nucléaire et de la radioprotection ainsi que le bon exercice de la responsabilité d'Exploitant Nucléaire. Ainsi, le Directeur Général Adjoint Production et Ingénierie arrête les principaux choix d'investissement et de maintien du patrimoine.

Il dispose d'un Délégué qui s'assure du bon contrôle de l'ensemble des activités concourant à la sûreté nucléaire ou à la radioprotection, ainsi que de la cohérence d'ensemble dans la gestion globale du risque nucléaire.

### **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 Général Adjoint Production Ingénierie, et sous l'autorité de celui-ci, le Directeur de la Division Production Nucléaire est le représentant de l'Exploitant Nucléaire EDF S.A pour l'ensemble des installations en exploitation.

Dans le cas d'une INB en déconstruction sur un site isolé ne comportant pas d'INB en production, sur décision du Directeur Général Adjoint Production Ingénierie, la fonction de représentant de l'Exploitant Nucléaire EDF S.A est reprise par le Directeur de la Division Ingénierie Nucléaire.

Le Directeur de la Division Production Nucléaire (ou le Directeur de la Division Ingénierie Nucléaire dans le cas particulier évoqué), prend toutes dispositions nécessaires à l'exercice par EDF S.A de sa qualité d'exploitant nucléaire ; en particulier, dans toutes les phases du processus dont l'entreprise a la charge, il propose et met en œuvre les principes d'organisation et de fonctionnement permettant le respect des règles de la sûreté nucléaire et de la radioprotection ainsi que le bon exercice de la responsabilité d'exploitant nucléaire EDF S.A.

Dans le cadre de la délégation de pouvoirs qu'il détient du Directeur Général Adjoint Production Ingénierie et sous l'autorité de celui-ci, le Directeur de la Division Ingénierie Nucléaire est, par ailleurs, chargé d'élaborer, en concertation avec le Directeur de la Division Production Nucléaire, le référentiel de conception des installations. 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 Ingénierie Nucléaire et de celui 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 Général Adjoint Production Ingénierie : stratégie, choix techniques et industriels, budget, planning général... Les choix correspondants, qui ont un impact sur la sûreté nucléaire et la radioprotection, sont pris en accord avec le Directeur de la Production Nucléaire qui reste le représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A des installations en déconstruction, sauf exception.

Dans le cadre de la réalisation de ses missions, le Directeur de la Division Ingénierie Nucléaire organise l'appui des Unités d'études et d'ingénierie de sa Division aux activités de la Division Production Nucléaire.

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 S.A. Il fixe les objectifs à atteindre et répartit les ressources entre les Unités. Il veille à ce que les directeurs d'Unités disposent à tout moment de l'autorité, des compétences et des moyens nécessaires à la bonne réalisation des objectifs qui leur sont fixés, soit dans leur Unité, soit sous forme de moyens collectifs à leur disposition, dans la Division ou en dehors.

En particulier, assisté en cela par un ou plusieurs collaborateurs, le Directeur de la Division Production Nucléaire veille à la bonne exécution des missions confiées aux Directeurs d'Unités, à partir des informations qu'il reçoit de leur part, et du contrôle qu'il fait exercer sur les performances d'ensemble des unités et sur le respect des exigences de sûreté nucléaire et de radioprotection. Il est l'interlocuteur des autorités compétentes en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection pour ce qui concerne les aspects génériques des INB dont il est l'exploitant nucléaire EDF S.A. Dans cette mission, il reçoit l'appui du Directeur de la Division Ingénierie Nucléaire.

Pour ce qui concerne sa responsabilité de représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A, pour les INB dont il a la charge, et assisté en cela par un ou plusieurs collaborateurs, le Directeur de la Division Ingénierie Nucléaire veille à la bonne exécution des missions confiées aux Directeurs d'Unités, à partir des informations qu'il reçoit de leur part, et du contrôle qu'il fait exercer sur le respect des exigences de sûreté nucléaire et de radioprotection. Il est l'interlocuteur des autorités compétentes en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection pour ces INB.

### **3.1.4 Le Directeur d'Unité**

Représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A au titre des installations pour lesquelles il dispose de la délégation du Directeur de sa Division et sous l'autorité de celui-ci, il prend toutes dispositions nécessaires à l'exercice de cette responsabilité. En particulier, dans toutes les phases du processus dont l'entreprise a la charge, il propose et met en œuvre les principes d'organisation et de fonctionnement permettant le respect des règles de la sûreté nucléaire et de la radioprotection ainsi que le bon exercice de la responsabilité de représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A.



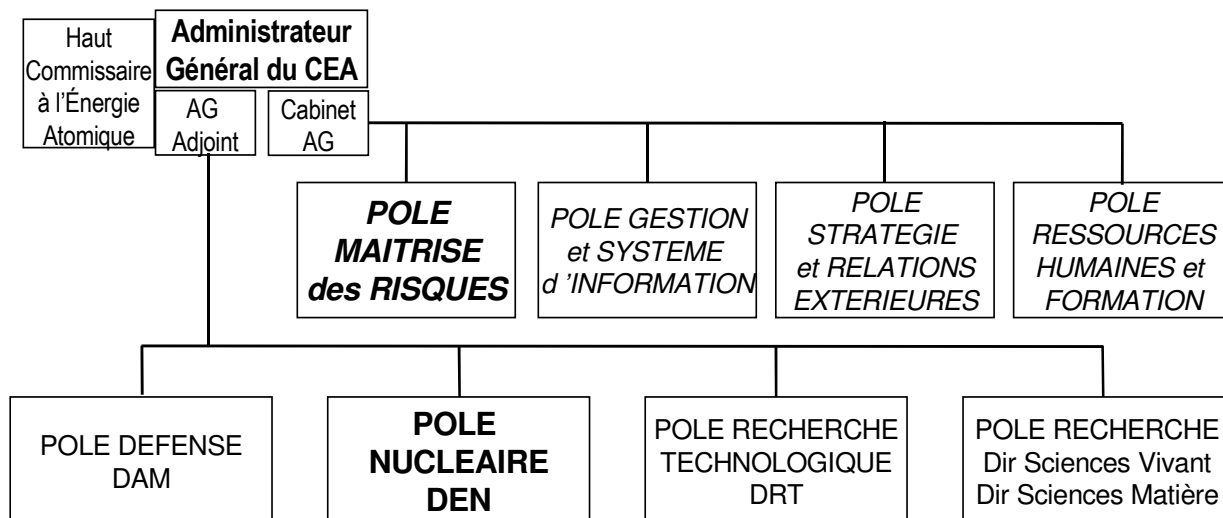
Cette responsabilité n'est subdéléguée qu'à la personne qu'il a désignée pour le remplacer en cas d'absence ou d'empêchement. Lorsqu'il est représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A pour des installations en déconstruction, il applique les choix de la Division Ingénierie Nucléaire et contrôle le respect des dispositions de sûreté nucléaire et de radioprotection ; les obligations réciproques du Directeur de CNPE et du Directeur du Chantier en déconstruction sont précisées dans un protocole commun.

Le Directeur d'Unité édicte les mesures d'ordre interne de nature à faciliter le respect des exigences de sûreté nucléaire et de radioprotection. Il fait vérifier le respect de ces exigences par un contrôle interne adapté. Il porte à la connaissance du Directeur de sa Division les informations relatives à la sûreté nucléaire et à la radioprotection. Il est l'interlocuteur des autorités nationales et locales compétentes en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection pour les aspects spécifiques aux installations dont il a la charge.

### 3.2 Organisation du CEA

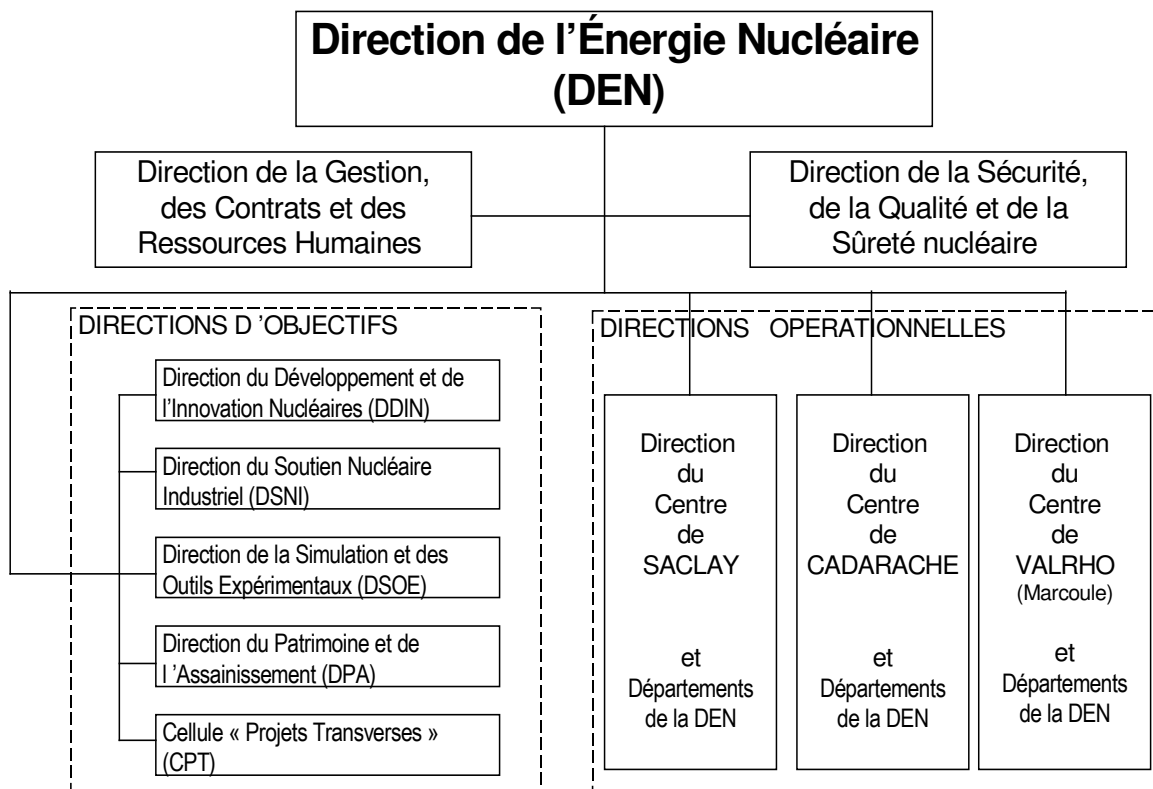
Le CEA, organisme public de recherche créé en 1945, a mis en place en 2001 une organisation de ses moyens opérationnels basée sur la création de 4 « pôles » correspondant à ses grands domaines d'activité comme illustré sur l'organigramme ci-après : pôle énergie nucléaire, pôle recherche technologique, 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 :



### 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

### 4.1 Nature de la surveillance des rejets des centrales nucléaires (sur la base des autorisations les plus récentes accordées par l'ASN)

#### 4.1.1 Surveillance réglementaire des rejets liquides d'une centrale nucléaire

ORIGINE ET NATURE	PRELEVEMENTS ET CONTROLES REGLEMENTAIRES IMPOSES A L'EXPLOITANT
<p><b>RESERVOIRS T</b> Effluents résiduaires, Effluents de servitude, Purgés GV</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- prélèvement dans chaque réservoir, après homogénéisation :               <ul style="list-style-type: none"> <li>analyses préalables au rejet : pH, <math>\alpha T</math>, <math>\beta T</math>, <math>\gamma T</math>, <math>^3H</math>, spectro <math>\gamma</math></li> <li>analyses a posteriori : <math>^{14}C</math></li> </ul> </li> <li>- mesure en continu de l'activité <math>\gamma</math> sur la canalisation de rejet en amont de son aboutissement dans les eaux de refroidissement</li> <li>- en fin de mois, réalisation d'un échantillon aliquote moyen mensuel               <ul style="list-style-type: none"> <li>analyses : <math>^{63}Ni</math></li> </ul> </li> <li>- analyses des substances chimiques selon la configuration du site</li> </ul>
<p><b>Réservoirs EX</b> (Effluents de la salle des machines)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- prélèvement dans chaque réservoir, après homogénéisation               <ul style="list-style-type: none"> <li>Analyses préalables au rejet : <math>\beta T</math>, <math>^3H</math></li> </ul> </li> <li>- en fin de mois, réalisation d'un échantillon aliquote moyen mensuel               <ul style="list-style-type: none"> <li>Analyses : pH, <math>\alpha T</math>, <math>\beta T</math>, <math>\gamma T</math>, <math>^3H</math>, spectro <math>\gamma</math></li> </ul> </li> </ul>
<p>Eaux usées, eaux pluviales</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- prélèvements ponctuels d'eau – analyses : <math>\beta T</math>, potassium, <math>^3H</math></li> <li>- prélèvements, au moins annuels, des dépôts dans les réseaux collecteurs               <ul style="list-style-type: none"> <li>Analyses : spectro <math>\gamma</math></li> </ul> </li> </ul>

Activité  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma T$  = activité  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$  globale

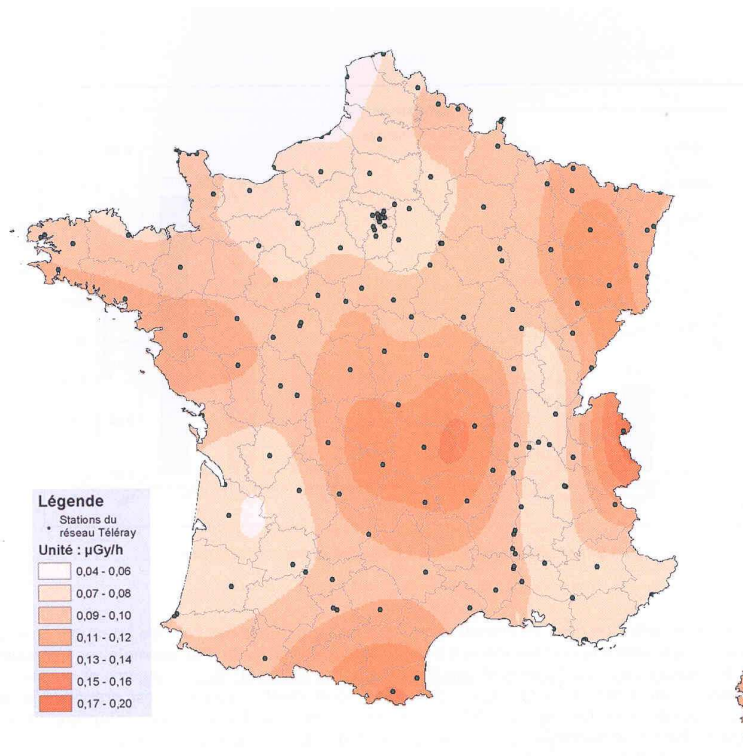
## A.4.1.2 Surveillance réglementaire des rejets gazeux d'une centrale nucléaire

ORIGINE OU NATURE	PRELEVEMENTS ET CONTROLES REGLEMENTAIRES IMPOSES A L'EXPLOITANT
Mesure en continu avec enregistrement de l'activité $\beta T$ dans chaque cheminée	
<b>REJETS CONTINUS</b>  (ventilations)	<ul style="list-style-type: none"> <li>- prélèvements instantanés hebdomadaires de gaz – analyses : spectro <math>\gamma</math> (Gaz rares)</li> <li>- prélèvements en continu du tritium et analyses hebdomadaires (mise en place en cours)</li> <li>- prélèvement en continu des halogènes gazeux – analyses hebdomadaires : <math>\gamma T</math>, spectro <math>\gamma</math></li> <li>- prélèvement en continu des aérosols - analyses hebdomadaires : <math>\alpha T</math>, <math>\beta T</math>, spectro <math>\gamma</math></li> <li>- prélèvement en continu du <math>^{14}C</math> - analyses trimestrielles (mise en place en cours)</li> </ul>
<b>REJETS CONCERTES</b>  (vidange de réservoirs, de l'air des bâtiments réacteurs,...)	<ul style="list-style-type: none"> <li>- prélèvements préalables au rejet de :             <ul style="list-style-type: none"> <li>- gaz - analyses : spectro <math>\gamma</math> (Gaz rares), <math>3H</math></li> <li>- halogènes gazeux - analyses : <math>\gamma T</math>, spectro <math>\gamma</math></li> <li>- aérosols - analyses : <math>\alpha T</math>, <math>\beta T</math>, spectro <math>\gamma</math></li> </ul> </li> </ul>

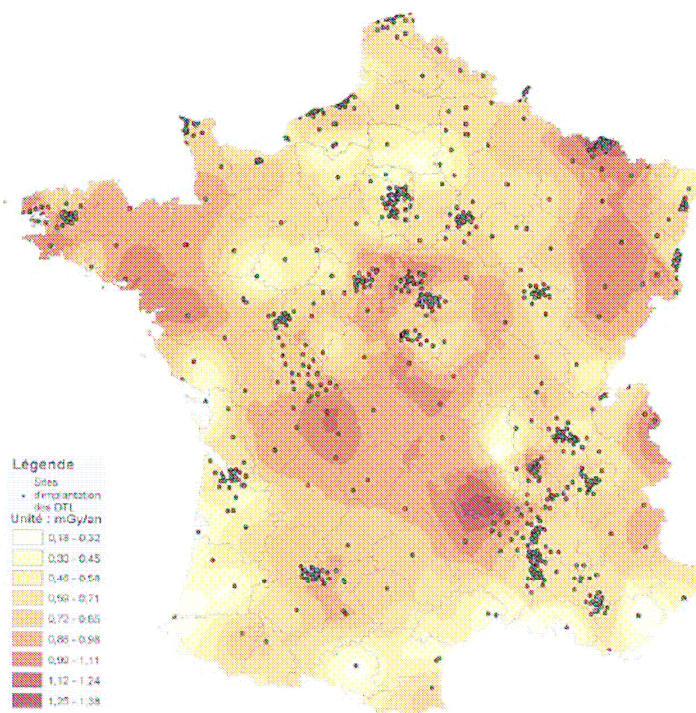
**4.2 Nature de la surveillance de l'environnement autour des centrales nucléaires**

MILIEU SURVEILLE OU NATURE DU CONTROLE	PRELEVEMENTS ET CONTROLES REGLEMENTAIRES IMPOSES A L'EXPLOITANT
AIR AU SOL	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 4 stations de prélèvement en continu des poussières atmosphériques sur filtre fixe               <ul style="list-style-type: none"> <li>o mesures quotidiennes <math>\beta</math> globales spectrométrie <math>\gamma</math> si activité <math>\beta</math> globale supérieure à 2 mBq/m<sup>3</sup></li> </ul> </li> <li>- 1 prélèvement en continu sous les vents dominants               <ul style="list-style-type: none"> <li>o mesure hebdomadaire du tritium</li> </ul> </li> </ul>
PLUIE	<ul style="list-style-type: none"> <li>station sous le vent dominant (collecteur mensuel)               <ul style="list-style-type: none"> <li>o mesures : <math>\beta</math> global et 3H sur mélange mensuel</li> </ul> </li> </ul>
RAYONNEMENT $\gamma$ AMBIANT	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 4 balises à 1 km               <ul style="list-style-type: none"> <li>o mesure en continu (10 nGy/h à 10 Gy/h) et enregistrement</li> </ul> </li> <li>- 10 dosimètres intégrateurs aux limites du site (relevé mensuel)</li> <li>- 4 balises à 5 km               <ul style="list-style-type: none"> <li>o mesure en continu (10 nGy/h à 0,5 Gy/h)</li> </ul> </li> </ul>
VEGETAUX	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 2 points de prélèvement d'herbe (contrôle mensuel)               <ul style="list-style-type: none"> <li>o mesures : <math>\beta</math> global, spectrométrie <math>\gamma</math>, <sup>14</sup>C et C (trimestriellement)</li> </ul> </li> <li>-- principales productions agricoles (campagne annuelle)               <ul style="list-style-type: none"> <li>o mesures : <math>\beta</math> global, spectrométrie <math>\gamma</math>, <sup>14</sup>C</li> </ul> </li> </ul>
LAIT	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 2 points de prélèvement (contrôle mensuel)               <ul style="list-style-type: none"> <li>o mesures : <math>\beta</math> (40K exclu), K, <sup>14</sup>C (annuellement)</li> </ul> </li> </ul>
MILIEU RECEPTEUR DES REJETS LIQUIDES	<ul style="list-style-type: none"> <li>- prélèvement à mi-rejet dans la rivière ou après dilution dans les eaux de refroidissement (cas des centrales marines), pour chaque rejet</li> <li>- prélèvement en amont dans la rivière pour chaque rejet</li> <li>- prélèvements bimensuels en mer (centrales marines uniquement)               <ul style="list-style-type: none"> <li>o mesures : <math>\beta</math> global, Potassium et Tritium</li> <li>o mesure : 3H sur un mélange moyen quotidien</li> </ul> </li> <li>- prélèvements annuels de sédiments, faune et flore aquatiques               <ul style="list-style-type: none"> <li>o mesure : spectrométrie <math>\gamma</math></li> </ul> </li> </ul>
EAUX SOUTERRAINES	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 5 points de prélèvement (contrôle mensuel)               <ul style="list-style-type: none"> <li>o mesures : <math>\beta</math> global, Potassium et Tritium</li> </ul> </li> </ul>
SOL	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 1 prélèvement annuel de la couche superficielle des terres               <ul style="list-style-type: none"> <li>o mesures : <math>\beta</math> global, spectrométrie <math>\gamma</math></li> </ul> </li> </ul>

### 4.3 Surveillance de l'exposition de la population et de l'environnement, quelques illustrations



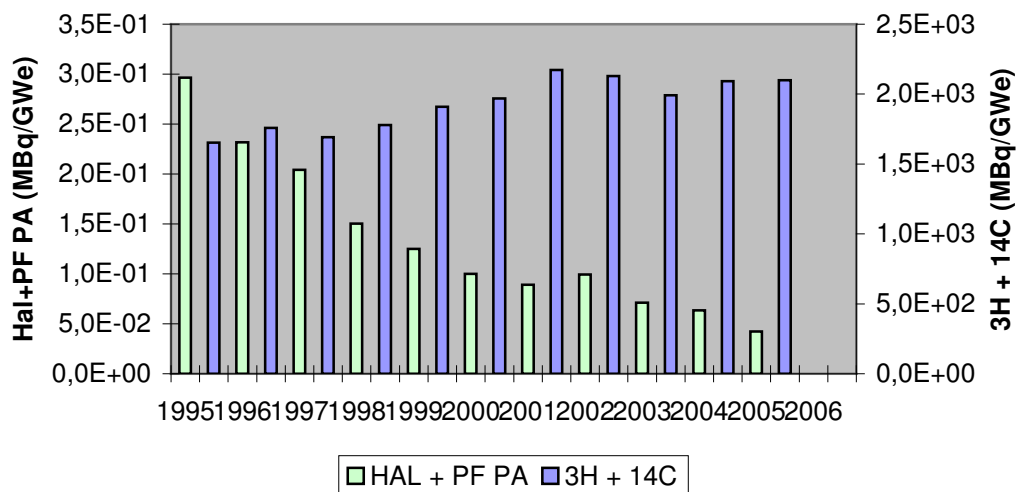
Implantation des stations du réseau Teleray et débit de dose  $\gamma$  ambiant moyen en 2004 (Source : IRSN)



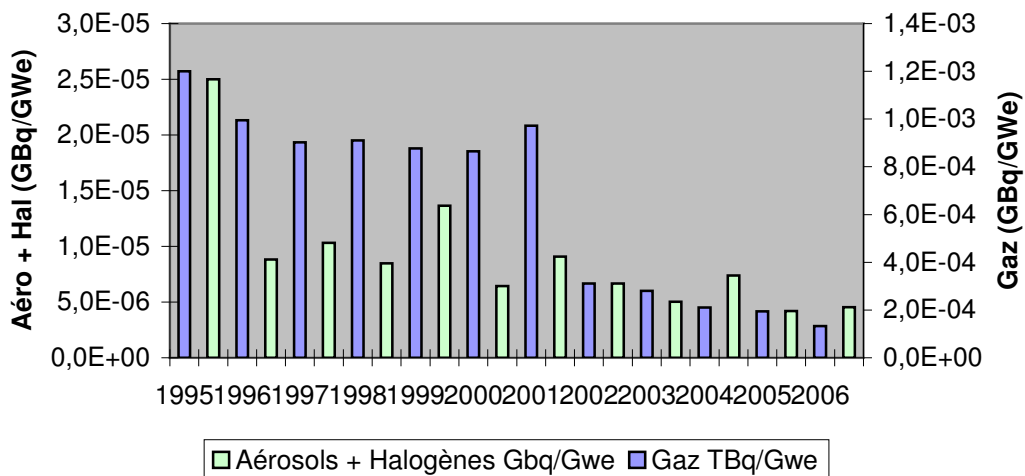
Implantation des dosimètres thermoluminescents et résultats pour l'année 2004 (Source : IRSN)

#### 4.4 Bilan des rejets des centrales nucléaires au cours des dix dernières années

### Bilan des rejets liquides des centrales nucléaires



### Evolution des rejets gazeux des centrales nucléaires







## Annexe 5 - Bibliographie

### 5.1 Documents

- /1/ Convention sur la sûreté nucléaire (CNS), septembre 1994.
- /2/ Principes directeurs concernant les rapports nationaux prévus par la Convention sur la sûreté nucléaire, AIEA - INFCIRC/572/Rev.2, septembre 2002.
- /3/ Convention sur la sûreté nucléaire - Troisième rapport national sur la mise en œuvre par la France des obligations de la Convention, juillet 2004.
- /4/ Droit nucléaire - Législation et Réglementation - Recueil n°1791 - Les éditions des Journaux officiels, édition juillet 2006.
- /5/ Rapport annuel 2004 de l'Autorité de sûreté, mars 2005.
- /6/ Rapport annuel 2005 de l'Autorité de sûreté, mars 2006.
- /7/ Rapport annuel 2006 de l'Autorité de sûreté, mars 2007.
- /8/ EDF - Rapport de l'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire et la radioprotection, 2004.
- /9/ EDF - Rapport de l'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire et la radioprotection, 2005.
- /10/ EDF - Rapport de l'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire et la radioprotection, 2006.
- /11/ EDF – Direction Production Ingénierie – Bilans annuels sûreté radioprotection 2005 et 2006.

### 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](http://www.legifrance.fr) (l'essentiel des textes réglementaires)
- ASN : [www.asn.fr](http://www.asn.fr) (inclut le précédent rapport au titre de la CNS)
- CEA : [www.cea.fr](http://www.cea.fr)
- EDF : [www.edf.fr](http://www.edf.fr)
- ILL: [www.ill.fr](http://www.ill.fr)
- AIEA : [www.iaea.org](http://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 (ASN)
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 réacteurs 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
DEN	Direction de l'énergie nucléaire du CEA
DGSNR	Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (structure centrale de l'ASN jusqu'à la réforme de novembre 2006)
DPN	Division production nucléaire (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 (dénomination des structures territoriales de l'ASN jusqu'à la réforme de novembre 2006)
EDF	Electricité de France
EPS	Etude probabiliste de sûreté
ESP	Equipement sous pression
FOH	Facteurs organisationnels et humains
GPE	Groupe permanent d'experts (GPR = groupe permanent pour les réacteurs)
ICPE	Installation classée pour la protection de l'environnement
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

## Annexe 6 – Liste des principales abréviations

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
SAMU	Service d'aide médicale urgente
SDIS	Service départemental d'incendie et de secours
SGDN	Secrétariat général de la défense nationale
SMUR	Services mobiles d'urgence et de réanimation
STE	Spécifications techniques d'exploitation
UE	Union européenne
VD'n'	Visite décennale n° 'n' d'un REP
WANO	Association internationale des exploitants nucléaires
WENRA	Association des Autorités de sûreté de l'Europe de l'Ouest