



Convention sur la sûreté nucléaire

Deuxième rapport national
sur la mise en œuvre par la France
des obligations de la Convention

Septembre 2001

Table des matières

Avant-propos	5
1. Le paysage électronucléaire en France.....	7
2. Les principales questions de sûreté nucléaire d'actualité en France.....	9
3. La participation française aux activités internationales liées à la sûreté nucléaire	13
3.1 Activités internationales de l'Autorité de sûreté	13
3.2 Activités internationales de l'IPSN sur la sûreté des réacteurs.....	15
3.3 Activités internationales d'EDF sur la sûreté des réacteurs	16
3.4 Activités internationales du CEA sur la sûreté des réacteurs	18
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
B. LEGISLATION ET REGLEMENTATION	21
7. Article 7 : Cadre législatif et réglementaire	21
7.1 Le cadre législatif et réglementaire.....	21
7.2 La réglementation des installations nucléaires de base.....	22
7.3 Le contrôle des installations nucléaires de base.....	25
8. Article 8 : Organisme de réglementation.....	35
8.1 L'Autorité de sûreté nucléaire.....	35
8.2 Les appuis techniques.....	40
8.3 Les groupes d'experts.....	41
9. Article 9 : Responsabilité du titulaire d'une autorisation	43
C. CONSIDERATIONS GENERALES DE SURETE.....	45
10. Article 10 : Priorité à la sûreté.....	45
10.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté.....	45
10.2 Présentation par EDF des mesures prises.....	45
10.3 Présentation par le CEA des mesures prises	47
10.4 Analyse de l'Autorité de sûreté.....	48
11. Article 11 : Ressources financières et humaines	49
11.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté.....	49
11.2 Présentation par EDF des ressources affectées à la sûreté des installations.....	49
11.3 Présentation par le CEA des ressources affectées à la sûreté de Phénix.....	51
11.4 Analyse par l'Autorité de sûreté	51
12. Article 12 : Facteurs humains.....	53
12.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté.....	53
12.2 Présentation par EDF des dispositions prises concernant le facteur humain.....	54
12.3 Présentation par le CEA des dispositions prises concernant le facteur humain	56
12.4 Analyse de l'Autorité de sûreté.....	57
13. Article 13 : Assurance de la qualité.....	59
13.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté.....	59

Sommaire

13.2	Présentation par EDF de ses politique et programme d'assurance de la qualité.....	59
13.3	Présentation par le CEA de ses politique et programme d'assurance de la qualité.....	61
13.4	L'analyse de l'Autorité de sûreté	62
14.	Article 14 : Evaluation et vérification de la sûreté.....	65
14.1	Les demandes de l'Autorité de sûreté.....	65
14.2	Présentation par EDF des évaluations et vérifications de sûreté réalisées	68
14.3	Présentation par le CEA des évaluations et vérifications de sûreté réalisées.....	71
14.4	L'analyse de l'Autorité de sûreté	73
15.	Article 15 : Radioprotection.....	77
15.1	La réglementation en radioprotection.....	77
15.2	Présentation par EDF des mesures prises en radioprotection.....	80
15.3	Présentation par le CEA des mesures prises en radioprotection.....	83
15.4	Le contrôle réglementaire en radioprotection.....	84
15.5	Bilan de la surveillance et des contrôles réglementaires.....	85
16.	Article 16 : Organisation pour les cas d'urgence.....	89
16.1	L'organisation générale pour les cas d'urgence.....	89
16.2	Le rôle et l'organisation de l'ASN.....	92
16.3	Le rôle et l'organisation de l'OPRI.....	96
16.4	Le rôle et l'organisation d'EDF.....	96
16.5	Le rôle et l'organisation du CEA.....	100
16.6	Les exercices de crise.....	101
16.7	Leçons tirées : évolution de la gestion de la crise nucléaire.....	103
D.	SURETE DES INSTALLATIONS	105
17.	Article 17 : Choix de site.....	105
17.1	La position réglementaire	105
17.2	La pratique pendant la période considérée	105
18.	Article 18 : Conception et construction.....	107
18.1	Le processus d'autorisation	107
18.2	Présentation par EDF des projets actuels.....	109
19.	Article 19 : Exploitation.....	111
19.1	Processus d'autorisation et réglementation.....	111
19.2	Mesures prises par EDF	116
19.3	Mesures prises par l'exploitant CEA.....	124
19.4	Analyse par l'ASN de l'exploitation des centrales nucléaires.....	125
19.5	Revue de la sûreté en exploitation par les organismes internationaux.....	130
	Activités prévues pour améliorer la sûreté	133
	Bibliographie	135
	Liste des principales abréviations	136
	Annexes.....	137
	Annexe 1 - Liste et localisation des réacteurs électronucléaires en France.....	139
	Annexe 2 - Principaux textes réglementaires.....	143
	Annexe 3 - Organisation des exploitants électronucléaires.....	175
	Annexe 4 - Mesures radiologiques dans l'environnement	181

Avant-propos

Ce rapport est publié conformément à l'article 5 de la Convention sur la sûreté nucléaire. Cette Convention a été un des résultats des discussions internationales qui ont été engagées en 1992 et qui visaient à proposer des obligations internationales contraignantes concernant la sûreté nucléaire. La France a signé la Convention le 20 septembre 1994, le premier jour où elle a été ouverte pour signature durant la conférence générale de l'AIEA. La France a approuvé la Convention le 13 septembre 1995 et la Convention est entrée en vigueur le 24 octobre 1996. Le premier rapport de la France en vertu de cette Convention a été publié en septembre 1998, en vue de la première réunion d'examen tenue à Vienne du 12 au 29 avril 1999.

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

Pour son premier rapport, la France s'était attachée à n'utiliser que des documents rédigés pour d'autres occasions afin de ne pas tomber dans la facilité de rédiger un document de circonstance dans lequel il aurait été aisé de montrer qu'elle satisfait aux obligations de la Convention. L'inconvénient, qui a été critiqué par plusieurs Parties contractantes, a été la production d'un rapport volumineux constitué d'une série de documents et dans lequel les réponses aux différents articles de la Convention se trouvaient dispersées. Pour son deuxième rapport la France a tenu compte de ces critiques en rédigeant un rapport autonome, construit à partir de documents existants, et reflétant les points de vue des différents acteurs (Autorités réglementaires et exploitants). Ainsi, pour chacun des chapitres où l'Autorité réglementaire n'est pas seule à s'exprimer, on a adopté une structure en trois temps : d'abord une description par l'Autorité réglementaire de la réglementation, 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 a été établi par la Direction de la sûreté des installations nucléaires, qui a en assuré la tâche de coordination, ainsi que par l'Institut de protection et de sûreté nucléaire, l'Office de protection contre les rayonnements ionisants et les exploitants de réacteurs électronucléaires, Electricité de France et le Commissariat à l'énergie atomique. La version finale a été adoptée en septembre 2001 après consultation des parties françaises concernées.

Ce rapport est structuré selon les principes directeurs concernant les rapports nationaux, révisés lors de la réunion d'examen par les pairs de 1999. 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. L'introduction ouvre au contexte électronucléaire et à sa sûreté, 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 enfin la conclusion indique les orientations futures de la France en matière de sûreté.

Ce rapport est disponible sur le site Internet de l'Autorité de sûreté (www.asn.gouv.fr).

1. Le paysage électronucléaire en France

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), à l'exception d'un réacteur électronucléaire de recherche qui est exploité par le CEA.

1.1 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, sont maintenant déchargés de leur combustible et n'entrent donc pas dans le champ de la Convention.

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

Entrent également dans le champ de la présente Convention deux réacteurs électronucléaires de la filière à neutrons rapides: le réacteur Phénix, qui a été couplé au réseau en 1973 et est à ce jour principalement utilisé pour la recherche, et le réacteur Superphénix, qui a été couplé au réseau en 1987, a cessé sa production en 1997, mais n'est pas encore entièrement déchargé de son combustible.

En 2000 les réacteurs électronucléaires de la filière REP ont assuré environ 75% de la production d'électricité de la France. Ils sont regroupés en 19 Centres nucléaires de production d'électricité (CNPE) en exploitation qui sont globalement semblables. Ils comportent chacun deux à six réacteurs du même type (réacteurs à eau sous pression), pour un total de 58 réacteurs construits par le même fournisseur, Framatome. On distingue habituellement :

- parmi les 34 réacteurs de 900 MWe :
 - le palier CP0, constitué de 6 réacteurs,
 - le palier CPY, qu'on peut subdiviser en CP1 (18 réacteurs) et CP2 (10 réacteurs) ;
- parmi les 20 réacteurs de 1300 MWe :
 - le palier P4, constitué de 8 réacteurs,
 - le palier P'4, constitué de 12 réacteurs;
- le palier N4, qui est constitué de quatre réacteurs de 1450 MWe.

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

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

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

Les réacteurs du palier P'4 présentent quelques différences avec ceux du palier P4, notamment en ce qui concerne le bâtiment du combustible et les circuits. Enfin, le palier N4 se distingue des paliers précédents notamment par la conception des générateurs de vapeur, plus compacts, et des pompes primaires, ainsi que par l'informatisation de la conduite.

1.2 Le cadre réglementaire

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

C'est en 1973 qu'a été créée l'actuelle Autorité de sûreté nucléaire (ASN), 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 (IPSN), doté d'une certaine autonomie au sein du CEA, qui sert d'appui technique à l'Autorité de sûreté.

Par ailleurs, c'est en 1966 qu'a été créé un Service central de protection contre les rayonnements ionisants, devenu en 1994 l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), chargé de pratiquer toutes mesures, analyses ou dosages permettant la détermination de la radioactivité ou des rayonnements ionisants dans les divers milieux où leur présence peut présenter un risque pour la santé de la population ou celle des travailleurs. Il contrôle l'observation des prescriptions réglementaires de radioprotection.

Depuis 1998 le gouvernement français travaille à un projet visant à rassembler au sein d'une même autorité les organismes réglementaires en charge de la sûreté nucléaire et de la radioprotection. Ce projet prévoit également le regroupement des organismes d'appui technique en sûreté nucléaire (IPSN) et radioprotection (OPRI) en une seule entité en charge de l'expertise et de la recherche.

1.3 Appui technique

L'Autorité de sûreté recourt à l'expertise d'appuis techniques. L'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) du Commissariat à l'énergie atomique est le principal d'entre eux (cf. § 8.2).

L'IPSN a deux missions, l'expertise pour l'Autorité de sûreté et la recherche dans les domaines de la sûreté nucléaire et de la radioprotection. Les actions de recherche de l'IPSN couvrent des programmes propres ainsi que des collaborations nationales (en particulier avec EDF et le CEA) et internationales.

1.4 Collaboration dans le domaine de la recherche

EDF et le CEA collaborent dans un grand nombre d'activités de recherche et développement, notamment, pour ce qui concerne la sûreté nucléaire, avec l'IPSN. Parmi les exemples passés et actuels, il faut citer les essais CABRI, la mise au point du code Cathare avec utilisation de la boucle BETHSY et les essais Phébus concernant les accidents graves.

2. Les principales questions de sûreté nucléaire d'actualité en France

2.1 L'évolution de l'organisation du contrôle de la sûreté nucléaire

En vue de la mise en place d'une nouvelle organisation du contrôle de la sûreté et de la radioprotection en France, la réflexion et le travail engagés à la fin de 1998 se sont poursuivis activement au sein des instances concernées durant les années suivantes. Le 9 mai 2001 a été promulguée une loi prononçant la réunion de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) pour former un seul grand organisme d'expertise et de recherche en sûreté nucléaire et en radioprotection, l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN). Cette disposition devrait servir de prémisses à la réunion des Autorités civiles chargées du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, avec à l'échelon central une Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DGSNR), pour atteindre une efficacité élargie de l'action de réglementation et de contrôle dans le champ de la sécurité nucléaire. L'organisation et la mise en place de ces nouvelles structures devaient constituer l'une des tâches importantes de l'année 2001.

De façon interne, l'Autorité de sûreté nucléaire avait déjà initié une évolution en ce sens. Ainsi, elle a engagé une action visant à mieux intégrer les préoccupations de radioprotection dans les documents de sûreté des installations (rapport de sûreté, règles générales d'exploitation) que doivent réglementairement fournir les exploitants nucléaires. De plus l'arrêté de 1999 relatif à l'exploitation du circuit primaire des réacteurs nucléaires inclut des exigences particulières en terme de radioprotection du personnel de maintenance. De même, les inspections (environ 650 par an) pratiquées sur les installations nucléaires ont été diversifiées et élargies, notamment pour faire une place plus importante aux préoccupations de radioprotection et d'impact des installations sur l'homme et les milieux naturels, avec par exemple la possibilité de prélèvements directement réalisés par les inspecteurs de l'Autorité de sûreté. Enfin, l'action réglementaire de révision des autorisations de rejets et de prélèvements d'eau des installations nucléaires de base engagée ces dernières années porte ses fruits : pas moins de 5 autorisations concernant des réacteurs ont été modifiées ou renouvelées en l'an 2000.

2.2 La communication avec le public

Cette évolution va de pair avec la recherche d'une plus grande transparence dans la communication externe de l'Autorité de sûreté nucléaire. Le site Internet de l'Autorité de sûreté, ouvert au public durant l'année 2000, s'est progressivement étoffé et continuera à s'enrichir, en ouvrant de plus en plus l'accès aux documents dans la forme même où ils sont produits. Dès à présent, les décisions les plus importantes de l'Autorité de sûreté ainsi que les mises en demeure adressées aux exploitants peuvent y être trouvées.

2.3 Les réexamens de sûreté

La démarche de réexamen de sûreté, introduite dans la réglementation française (par modification, le 19 janvier 1990, du décret n°63-1228 du 11 décembre 1963), s'appuie sur le principe d'un référentiel évoluant par étapes. Il s'agit d'intégrer à intervalles réguliers des améliorations importantes pour la sûreté résultant d'études, de faits nouveaux et de textes de référence plus récents.

Une mise à jour du rapport standard de sûreté est en voie d'achèvement pour le palier 900 MWe et a démarré pour le palier 1300 MWe. Cette édition constitue le nouveau référentiel de sûreté applicable aux réacteurs de 900 MWe arrivant à leur deuxième visite décennale. Les contrôles et modifications réalisés lors de cette visite, qui améliorent notablement le niveau de sûreté des installations, mobilisent de nombreuses équipes pendant plusieurs mois. Le coût minimal associé est de l'ordre de 130 MF (20 M€) par réacteur.

2.4 Les incidents marquants de 1998 à 2000 concernant la sûreté

Dans les installations d'EDF, les incidents les plus redoutés sont évidemment les incidents génériques, qui touchent l'ensemble des centrales ou l'ensemble d'un palier. On peut signaler la fuite importante survenue en mai 1998 sur le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) du réacteur Civaux 1, appartenant au dernier palier en date, le palier N4 (réacteurs de 1 450 MWe). Survenant sur un réacteur presque neuf, cet incident a remis en cause la qualité de la conception de ce circuit ; six mois plus tard des fissures sur une autre partie du même circuit ont été découvertes. La conséquence en a été l'arrêt de tous les réacteurs du palier N4 pendant la deuxième moitié de l'année 1998, leur redémarrage n'étant possible que dans des conditions strictes de fonctionnement et de contrôle. L'Autorité de sûreté, soucieuse que soient tirées les leçons de cet incident, a ensuite fait examiner l'ensemble des circuits RRA de tous les réacteurs. Elle a fait mener des actions de contrôle et de remplacement sur les zones de mélange de conception similaire du circuit RRA sur l'ensemble des réacteurs à eau sous pression du parc.

On peut également signaler la question de la dégradation de l'étanchéité des enceintes de confinement des réacteurs du palier 1300 MWe. Il a en effet été constaté en 1998 un vieillissement du béton de ces enceintes plus rapide que ce qui était escompté, ce qui a amené à se poser des questions sur des réacteurs dont on savait que le béton présentait à l'origine une qualité inférieure, ceux de Belleville : ces réacteurs satisfaisaient-ils encore aux prescriptions de leur décret d'autorisation, et, dans la négative, pouvait-on les laisser fonctionner ainsi, même si, du fait des marges prises dans ce décret, il était vraisemblable que le risque était négligeable ? Le maintien à l'arrêt des réacteurs en cause a été imposé dans l'attente de la réponse à ces questions, qui a été finalement un redémarrage assorti d'une mise en demeure, adressée à l'exploitant, d'avoir à réparer ces enceintes d'ici la fin 1999. Cette réparation a été effectuée.

Par ailleurs, les dispositions prévues pour la crise nucléaire ont eu l'occasion d'être appliquées lors d'un incident réel : la tempête qui a sévi en France fin décembre 1999 a provoqué l'arrêt de tous les réacteurs de la centrale du Blayais et l'inondation partielle du site, causant ainsi une indisponibilité de certains matériels de sûreté. L'entraînement procuré par les exercices de crise a permis de faire face à la situation, mais cet incident, classé au niveau 2 de l'échelle INES, a conduit à lancer un programme de réexamen de la protection contre les conditions climatiques extrêmes, ce qui s'inscrit dans la logique de renforcement continu de la sûreté. A la demande de l'Autorité de sûreté, EDF a non seulement amélioré la sûreté sur le site du Blayais en rehaussant la digue de protection, en installant des obstacles à la propagation des eaux dans les sous-sols et en disposant un système d'alerte qui permette d'arrêter préventivement les réacteurs en cas de prévision météorologique alarmante, mais aussi a entrepris une revue critique des dispositions de prévention des inondations sur l'ensemble des centrales nucléaires.

2.5 La radioprotection

En même temps que la contamination de surface des transports de combustibles irradiés, s'étaient révélés, en 1998, sur les sites exploités par EDF, des problèmes de propreté radiologique, qui avaient amené la direction de l'entreprise à établir un « plan propreté-radioprotection ». Les résultats de cette action semblent encore assez mitigés. Il y a eu indiscutablement une prise de conscience de la part des responsables de sites, mais le poids des habitudes reste fort, et l'on rencontrait encore en 2000 trop d'exemples de mauvaise caractérisation et de balisage inadapté des zones méritant une protection radiologique ou de réactions tardives à des alarmes de radioprotection lors de travaux dans les bâtiments réacteurs.

L'incident le plus marquant, dans le domaine de la radioprotection, a été, en 1999, l'irradiation à la centrale du Tricastin d'un travailleur qui, en pénétrant dans une zone « rouge » à laquelle il n'aurait pas dû avoir accès, a été soumis à une dose dépassant 300 mSv.

2.6 Les engagements d'EDF

En 2000, le président d'EDF s'est engagé, par une déclaration officielle diffusée à tout le personnel du parc nucléaire, à faire une priorité de sa politique de sûreté et de radioprotection ; dans le même temps, dans le contexte de la libéralisation du marché de l'électricité, il a fixé comme objectif de gagner au moins 20 % sur le coût de production d'ici 2002. Pour relever ce défi « plus sûr » et « moins cher », EDF mobilise les forces d'ingénierie de l'entreprise dans une perspective de durée de vie des installations et donc d'anticipation des questions de sûreté pour l'avenir.

L'Autorité de sûreté veille à ce que la recherche de progrès de productivité ne se fasse pas aux dépens de la sûreté ou de la radioprotection.

2.7 Le facteur humain

L'ASN considère que l'homme et les organisations (le management, l'organisation, les comportements individuels et collectifs) sont des facteurs fondamentaux de la sûreté ; améliorer ces facteurs et remédier aux dysfonctionnements éventuellement constatés peut faire progresser la sûreté de façon importante. Les constats effectués ces dernières années attirent l'attention sur l'importance de la qualité de l'organisation pour assurer correctement préparation, réalisation et contrôle d'une action.

Ainsi, une dégradation des relations humaines et sociales et un manque de rigueur dans l'exploitation ont causé une succession d'incidents à la centrale de Dampierre, ce qui a conduit en 2000 d'une part EDF à mettre en œuvre un ensemble d'actions correctives et d'autre part l'Autorité de sûreté nucléaire, après un déplacement de son directeur sur le site pour une rencontre avec l'ensemble du personnel, à placer la centrale sous surveillance renforcée. L'un des objectifs poursuivis par l'ASN est d'améliorer la culture de sûreté, c'est-à-dire l'attitude interrogative et prudente de chaque acteur du nucléaire et la priorité donnée aux questions de sûreté.

3. La participation française aux activités internationales liées à la sûreté nucléaire

3.1 Activités internationales de l'Autorité de sûreté

3.1.1 Politique générale

Dans son décret de création, n°73-278 du 13 mars 1973, l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) se voyait assigner dans le domaine international des missions qui, comme ses autres activités, se sont développées au cours des années. Les objectifs qui avaient été définis sont toujours d'actualité :

- Développer les échanges d'information avec ses homologues étrangers sur les systèmes et pratiques réglementaires, sur les problèmes rencontrés dans le domaine de la sûreté nucléaire et sur les mesures prises, dans le but d'enrichir sa démarche, d'améliorer sa connaissance du fonctionnement réel de ces Autorités de sûreté nucléaire et d'en tirer les leçons pour son propre fonctionnement, et d'améliorer sa position dans les discussions techniques avec les exploitants français, son argumentaire pouvant être renforcé par une connaissance pratique de la réalité à l'étranger ;
- Faire connaître et expliquer, dans le domaine de la sûreté nucléaire, l'approche et les pratiques françaises ainsi que fournir des informations sur les mesures prises pour résoudre les problèmes rencontrés ;
- Fournir aux pays concernés toutes les informations utiles sur les installations nucléaires françaises situées à proximité de leurs frontières.

Ces objectifs sont poursuivis dans des cadres bilatéraux, mais également au travers de la participation de l'ASN aux travaux coordonnés par des organismes internationaux comme l'AIEA et l'OCDE et par l'Union européenne, ainsi qu'à ceux d'associations de responsables d'Autorités de sûreté nucléaire.

C'est aussi dans le cadre de cette politique que la France a ratifié plusieurs Conventions internationales ayant trait à la sûreté nucléaire, dont en particulier la présente Convention.

3.1.2 Les relations multilatérales

L'ASN participe activement aux activités de l'AIEA dans le domaine de la sûreté nucléaire qui ont pour but de faire connaître et de promouvoir des pratiques permettant d'atteindre et de maintenir un haut niveau de sûreté des installations nucléaires dans tous les pays membres. C'est ainsi qu'elle participe aux travaux de la Commission sur les normes de sûreté (CSS) et de ses quatre comités spécialisés sur la sûreté des installations nucléaires (NUSSC), la radioprotection (RASSC), la sûreté de la gestion des déchets (WASSC) et la sûreté des transports (TRANSSC), lesquels élaborent des textes décrivant les principes et pratiques de sûreté pouvant être utilisés par les Etats membres comme base de leur réglementation nationale. L'ASN fait également appel aux "services" de l'AIEA destinés à donner des avis sur des aspects particuliers intéressant la sûreté des installations: depuis 1991 une mission OSART est réalisée chaque année en France, ainsi qu'une mission de suivi depuis 1994. L'ASN utilise depuis 1994 l'échelle internationale des événements nucléaires INES, destinée à favoriser la cohérence de l'information du public au niveau international. Enfin l'ASN participe à un certain nombre des programmes mis en place par l'AIEA pour l'assistance aux pays membres qui en font la demande.

L'ASN participe aux travaux des Comités spécialisés de l'AEN de l'OCDE. En premier lieu elle participe aux travaux du Comité sur les activités nucléaires réglementaires (CANR), créé en 1989, qui assure une concertation régulière entre Autorités de sûreté des pays membres.

L'ASN participe régulièrement aux activités des deux groupes de travail sur la sûreté des réacteurs mis en place par la Commission européenne dans le cadre d'une résolution du Conseil en date du 22 juillet 1975. Cette résolution reconnaît l'intérêt présenté par une approche communautaire, au sein des pays

de l'Union européenne (UE), des problèmes technologiques relatifs à la sécurité nucléaire, dans le respect des prérogatives et responsabilités assumées par les autorités nationales.

L'ASN participe également aux travaux d'associations des responsables d'Autorités de sûreté :

- L'INRA (International Nuclear Regulators' Association) regroupe ainsi depuis 1997 les responsables d'Autorités de sûreté de l'Allemagne, du Canada, de l'Espagne, des Etats-Unis, de la France, du Japon, du Royaume-Uni et de la Suède ;
- L'association WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association) regroupe depuis 1999 les responsables d'Autorités de sûreté des pays de l'Europe de l'Ouest ayant des installations nucléaires (9 pays de l'UE et la Suisse). Il poursuit un double objectif : développer une approche commune en matière de sûreté nucléaire et de sa réglementation, en particulier au sein de l'UE, et procurer à l'UE une capacité indépendante pour examiner les problèmes de sûreté nucléaire et de sa réglementation dans les pays candidats.

Enfin l'association FRAREG (FRAmatome REGulators) a été formellement créée en mai 2000 lors de la réunion inaugurale qui s'est tenue à l'invitation de l'Autorité de sûreté sud-africaine dans la ville du Cap. Elle regroupe les responsables des Autorités de sûreté nucléaire d'Afrique du Sud, de Belgique, de Chine (République populaire), de Corée du Sud et de France. Ses objectifs sont notamment d'échanger l'expérience tirée du contrôle de l'exploitation des réacteurs issus d'un même concepteur et de confronter les approches mises en œuvre pour le traitement des problèmes génériques et pour l'évaluation de la sûreté de ces installations.

3.1.3 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.

Un des moyens retenus pour atteindre cet objectif est le développement d'échanges de personnel entre l'ASN et des Autorités de sûreté nucléaire étrangères. Plusieurs modalités ont été retenues pour ces échanges :

- des actions de très courte durée (1 à 2 jours) permettant de proposer aux homologues de l'ASN des inspections croisées : elles consistent à inviter des inspecteurs étrangers à participer à des inspections réalisées par des inspecteurs du pays concerné. En 2000, huit inspections croisées ont été réalisées, trois en France, les autres au Royaume-Uni, en Suisse et en Chine ;
- des missions de courte durée (trois semaines à trois mois) afin d'étudier un thème technique précis (une mission d'un inspecteur de l'Autorité de sûreté nucléaire des Etats-Unis d'Amérique en France en 2000 et une autre en 2001) ;
- des échanges de longue durée (de l'ordre de 3 ans) afin d'étudier en détail le fonctionnement d'Autorités de sûreté nucléaire étrangères ; deux ingénieurs de l'ASN ont été détachés de 1997 à 2000 aux Etats-Unis d'Amérique et au Canada, deux autres ont été détachés en Grande Bretagne en 1998, et en Espagne en 2000. Fin 2000 un inspecteur de l'Autorité espagnole et début 2001 un inspecteur de l'Autorité britannique ont rejoint l'ASN, chacun pour une durée de 9 à 18 mois.

3.1.4 Les programmes d'assistance et leur coordination

Le sommet du G 7 (regroupant les sept pays les plus industrialisés du monde) à Munich en juillet 1992 avait défini les axes prioritaires de l'assistance aux pays de l'Est dans le domaine nucléaire :

- contribuer à améliorer la sûreté en exploitation des réacteurs existants ;
- soutenir financièrement les actions d'amélioration qui peuvent être apportées à court terme aux réacteurs les moins sûrs, en échange d'engagements précis de fermeture ;

- améliorer l'organisation du contrôle de la sûreté, en distinguant les responsabilités des différents intervenants et en renforçant le rôle et les compétences des Autorités de sûreté locales.

Les deux premiers thèmes relèvent des compétences des organismes d'expertise de sûreté, des exploitants de centrales nucléaires et des industriels.

Dans le domaine de l'assistance aux Autorités de sûreté, qui fait partie du troisième thème, l'ASN participe aux programmes financés par l'Union européenne au sein des budgets des programmes PHARE et TACIS d'assistance aux pays de l'Est : ce sont les programmes du "Regulatory Assistance Management Group" (RAMG). Ce groupe réunit des représentants des Autorités de sûreté des pays de l'Union. Pour chaque pays de l'Est, un chef de file est désigné et les pays de l'Union participent à ce programme sur une base volontaire.

D'une manière générale, ces programmes consistent, dans une première phase, en un transfert de méthodologie et de pratiques occidentales, afin de permettre aux pays receveurs de mieux déterminer, ou préciser, leur système réglementaire.

Une deuxième étape des programmes d'assistance consiste à conseiller ces pays dans la mise en place du système réglementaire qu'ils auront décidé d'adopter, par exemple en effectuant une revue critique de leurs projets de textes réglementaires.

3.2 Activités internationales de l'IPSN sur la sûreté des réacteurs

L'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) 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'IPSN 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'IPSN faite dans ce rapport est limitée au domaine de la sûreté des réacteurs électronucléaires.

3.2.1 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'IPSN met en œuvre, avec la participation de partenaires étrangers et, pour certains d'entre eux, de la Commission européenne, plusieurs programmes de recherche portant sur les

accidents graves des réacteurs à eau sous pression (programme PHEBUS-PF), sur les accidents de dimensionnement ou hors dimensionnement des réacteurs à neutrons rapides (programme CABRI-RAFT achevé en 2001) et sur les accidents de réactivité des réacteurs à eau sous pression (programme CABRI-REP).

En outre, l'Institut participe à de nombreuses recherches menées à l'étranger notamment sur l'étude du corium en cuve ou hors cuve (programmes RASPLAV et MASCA de l'AEN, programme MACE/ACEX du groupement d'électriciens américains EPRI), sur l'étude des modes de rupture de la cuve d'un réacteur à eau pressurisée (programme OLHF de l'AEN) ou sur la combustion de mélanges d'hydrogène, d'air et de vapeur (programme RUT de l'Institut russe Kourchatov avec le centre allemand FZK) ou dans le cadre de projets du programme européen de recherche et développement (5ème PCRD) consacrés à la question des accidents graves.

Enfin, en association avec des partenaires européens, d'Europe de l'Est et du Japon, l'IPSN travaille, sur la base de ces recherches, à la qualification et à l'amélioration des codes de calcul utilisés pour les études de sûreté des réacteurs à eau sous pression principalement en matière de modélisation des accidents graves, de détermination des rejets possibles en cas d'accident avec fusion du cœur et de comportement de l'hydrogène dans l'enceinte du réacteur en cas d'accident grave.

3.2.2 Intensification de consensus internationaux

L'Institut participe activement aux travaux des comités spécialisés de l'AEN, et notamment à ceux du Comité sur la Sûreté des Installations Nucléaires (CSIN) consacrés à l'expérience d'exploitation, à la comparaison de codes de calcul et à l'approfondissement de sujets essentiels à la sûreté.

De même, l'IPSN 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).

Enfin, l'Institut développe un grand nombre de collaborations bilatérales destinées à partager les expériences et à progresser vers une harmonisation des pratiques techniques de sûreté. Parmi les principaux sujets actuellement traités dans ce cadre, figurent les études probabilistes de sûreté, le réexamen de sûreté des installations et l'évaluation de sûreté des systèmes de protection numérique. A cet égard, le travail d'expertise accompli par l'IPSN 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.

3.2.3 Coopération internationale

L'IPSN participe aux concertations organisées par les instances françaises, la Commission européenne et la BERD sur les programmes de coopération à mettre en œuvre pour contribuer à l'amélioration de la sûreté de centrales nucléaires étrangères.

L'Institut contribue également à la mise en œuvre de projets de coopération menés avec des organismes de sûreté étrangers destinés à transférer des méthodes et pratiques réglementaires à adapter et à transférer des outils d'analyse ainsi qu'à réaliser des travaux d'évaluation de sûreté.

Au cours des dernières années, ces activités de coopération ont principalement été développées avec des partenaires chinois et d'Europe de l'Est.

Enfin, l'IPSN a contribué, en appui à l'ASN, aux travaux de l'association WENRA sur la sûreté nucléaire dans les pays candidats à l'entrée dans l'Union européenne.

3.3 Activités internationales d'EDF sur la sûreté des réacteurs

Les activités internationales d'EDF se développent selon quatre axes principaux :

- les activités d'échange d'expérience qui permettent, grâce aux informations et aux connaissances acquises, d'améliorer la sûreté et la compétitivité de l'exploitation du parc français ;
- la présence d'experts de compétence reconnue dans les institutions internationales ;
- les activités de conseil et de service sous forme de contrats ;
- la préparation des réacteurs du futur et la veille technologique.

3.3.1 Echanges d'expérience

Une trentaine de jumelages entre centrales nucléaires françaises et centrales installées sur les différents continents forment le cadre principal de ces échanges. L'organisation de visites périodiques réciproques permet des échanges directs d'informations entre exploitants de cultures différentes, exerçant leur métier dans des environnements politiques ou économiques contrastés.

A titre d'exemple, en 1999, deux accords ont été signés, l'un entre le CNPE de Saint-Laurent et la centrale de Farley (Southern Nuclear Company) et l'autre entre le CNPE de Nogent et la centrale de Commanche Peak (Texas Electric Company). En 2000, deux nouveaux accords ont été signés, l'un entre le CNPE de Saint-Laurent et la centrale japonaise de Tokai (JAPCO) et l'autre entre le CNPE de Chinon et la centrale américaine de DC. Cook (AEP).

Des échanges d'ingénieurs entre centrales françaises et américaines ou des visites de centrales étrangères, ciblées sur des activités spécifiques telles que les arrêts de tranche ou la propreté radiologique, participent aussi des flux d'informations contribuant à l'amélioration de la sûreté et à l'enrichissement technique réciproque.

3.3.2 Institutions internationales

Les institutions internationales favorisent la concertation entre gouvernements ou entre opérateurs nucléaires du monde entier (World Association of Nuclear Operators – WANO) dans le but de renforcer globalement la sûreté et la fiabilité de l'exploitation des centrales nucléaires.

EDF participe chaque année à des missions d'évaluation de la sûreté des installations nucléaires OSART (Operating Safety Assessment Review Team) effectuées à la demande des Autorités de sûreté nationales (voir § 19.5). Ainsi, en 2000, EDF a envoyé deux représentants pour deux missions OSART à l'étranger (North-Anna/USA et Temelin/République Tchèque), tandis que le CNPE de Belleville a reçu un OSART en octobre et les CNPE de Golfech et du Bugey leur post-OSART.

Dans le même esprit, WANO développe des "Peer-Reviews". Celles-ci consistent en un programme d'évaluation d'une centrale, couvrant les domaines techniques ou managériaux, réalisé par des exploitants étrangers (voir §19.5). Les Peer-Reviews sont aussi l'occasion d'échanges productifs entre l'équipe d'évaluation et les exploitants de la centrale visitée. En 2000, 34 pairs de la DPN ont participé à 11 Peer-Reviews organisées par les 4 centres WANO du monde, tandis que les CNPE de Gravelines et Cruas recevaient une Peer-Review en mai et octobre respectivement. EDF a également participé activement aux autres programmes développés par WANO, notamment ceux concernant le retour d'expérience, les réunions techniques (workshop sur l'environnement à Chinon en décembre) et les indicateurs de performance. En particulier, les événements du Blayais (inondation partielle en décembre 1999) et du Tricastin (irradiation d'un technicien en radioprotection en mars 1999) ont fait l'objet de rapports approfondis diffusés dans le réseau WANO.

Par ailleurs, EDF est membre du Framatome Owners Group (FROG), dont le Comité directeur s'est réuni deux fois au cours de l'année 2000. Ces réunions ont permis d'organiser des échanges techniques, notamment sur les événements récents survenus chez les exploitants nucléaires membres de l'association, et de passer en revue des études menées conjointement par les différents partenaires.

3.3.3 Activités de conseil ou de service

L'engagement d'EDF auprès des exploitants de Daya Bay (Chine) a été concrétisé par un accord de coopération, signé en décembre 2000 par le directeur de la DPN et les directeurs de GNPS (Guandong Nuclear Power Station) et LNPS (Lingao Nuclear Power Station). Une équipe d'une dizaine d'ingénieurs conduit depuis plusieurs années une mission d'assistance dans les domaines techniques, de formation et d'ingénierie, mais aussi dans le domaine de l'organisation de la future exploitation de la centrale de Lingao, actuellement en construction. Les CNPE de Gravelines et du Tricastin, via les conventions de jumelage, sont les supports de l'équipe expatriée en ce qui concerne la conduite, la formation et la maintenance.

EDF apporte son appui à l'exploitant de Koeberg (Afrique du Sud). Cet appui se matérialise par la mise à disposition d'une équipe d'ingénieurs détachés sur place et de l'ingénierie centrale. Le CNPE du Blayais est en outre jumelé avec la centrale de Koeberg. Des missions techniques sont organisées tant en France qu'à Koeberg dans des domaines techniques variés (génie civil, formation, chimie...).

Des accords de coopération ou de jumelage financés par EDF ou par l'Union européenne établissent un partenariat avec plusieurs exploitants nucléaires de l'Europe de l'Est, notamment dans le domaine de l'organisation de crise. Les jumelages concernent la Russie (Novovoronej avec Penly et Balakovo avec Paluel), l'Ukraine (Rovno avec Golfech et Khmel'nitsky avec Chinon) et la Bulgarie (Kozloduy avec le Bugey).

3.3.4 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), engagée en 1992 avec les principaux producteurs d'électricité d'origine nucléaire d'Europe. A la suite de la révision B diffusée en 1996, une révision C est en cours de préparation. Elle comprend quelques évolutions significatives (correspondant à des commentaires des régulateurs et des constructeurs) et de nombreuses améliorations de détail. Le résultat en est un texte rénové et clarifié publié en juillet 2001. Ce document est utilisé comme une référence par les principaux constructeurs mondiaux de systèmes nucléaires pour le développement des nouveaux projets ;
- la veille technologique sur les projets de réacteurs à eau légère du futur, en participant notamment aux projets EPP 1000 de Westinghouse, ESBWR de General Electric et SWR 1000 de Framatome-ANP ;
- la veille technologique sur le développement des réacteurs à gaz à haute température (HTR), par des contacts de plus en plus étroits avec l'AIEA pour ce qui concerne la crédibilité réglementaire du concept, BNFL-Westinghouse pour les aspects relatifs au combustible et à la technologie, et EXELON dans le cadre de son implication dans le projet PBMR.

3.4 Activités internationales du CEA sur la sûreté des réacteurs

Organisation de recherche scientifique et technique dans le domaine nucléaire, le CEA développe ses activités dans tous les champs concernés, en particulier celui de la sûreté ; ces activités donnent lieu à de nombreuses collaborations internationales.

S'agissant de la sûreté de ses propres installations, il participe aux travaux de l'AIEA sur les réacteurs de recherche. Il a aussi établi des échanges réguliers avec plusieurs organismes étrangers homologues : ces échanges portent sur l'expérience d'exploitation des installations et, en particulier, sur les enseignements tirés des incidents ; dans le domaine des réacteurs à neutrons rapides, des contacts étroits sont ainsi maintenus avec la Russie et avec le Japon.

A. DISPOSITIONS GENERALES

4. Article 4 : Mesures d'application

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

Ce rapport présente les mesures législatives, réglementaires et administratives et les autres dispositions qui sont nécessaires pour que la France remplisse ses obligations en vertu de la présente 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 second rapport français publié en vertu de l'article 5 de la présente 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 réacteurs à eau sous pression qui servent à produire de l'électricité sont au cœur de l'industrie nucléaire en France. Ces réacteurs sont tous exploités par un opérateur unique, Electricité de France (EDF) ; une autre particularité française est la standardisation du parc, avec un nombre important de réacteurs techniquement proches, qui justifie une présentation "générique". Un réacteur à neutrons rapides en cours de mise à l'arrêt définitif est exploité par EDF et un autre, servant à la recherche et produisant de l'électricité, est exploité par le CEA. Une liste des réacteurs électronucléaires français en exploitation, ainsi qu'une carte indiquant leur localisation, est présentée en annexe 1.

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

6.2 Les évaluations de sûreté

Avant toute mise en service de réacteurs électronucléaires, l'Autorité de sûreté réalise toutes les évaluations de sûreté nécessaires 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'Autorité de sûreté, 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 électronucléaires. Les réévaluations de sûreté, ainsi que leurs principaux résultats, sont présentés au chapitre 14.

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

L'organisation française en matière de sûreté nucléaire repose sur le principe de la responsabilité première de l'exploitant, contrôlé par une Autorité de sûreté dont les larges pouvoirs d'appréciation impliquent, d'une part, qu'elle soit elle-même contrôlée, et, d'autre part, qu'elle s'entoure du maximum d'avis compétents émanant d'organismes consultatifs et d'appuis techniques.

7.1.1 L'Autorité de sûreté nucléaire

Au sein des pouvoirs publics, selon le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 modifié relatif aux installations nucléaires pris en vertu de la loi n° 61-842 du 2 août 1961 modifiée, la responsabilité du contrôle de la sûreté des installations nucléaires de bases (INB) et des transports nucléaires incombe aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie (voir annexe 2).

La responsabilité de la définition et de la mise en œuvre de la politique en matière de sûreté nucléaire est confiée, selon le décret n° 73-278 du 13 mars 1973 modifié (voir annexe 2), à la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), placée sous l'autorité conjointe de ces deux ministres.

L'ensemble constitué par la DSIN, le Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN) et les Divisions des installations nucléaires (DIN) au sein des Directions régionales de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) est désigné par le vocable "Autorité de sûreté nucléaire" (ASN). Son organisation est présentée au chapitre 8.

7.1.2 La Commission interministérielle des installations nucléaires de base

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

La CIINB est un organe de coordination interne du pouvoir exécutif, composé de représentants de ministères ou d'établissements publics de l'Etat ayant, à des degrés divers, des compétences ou des

responsabilités en matière de sûreté nucléaire. Les membres de la Commission sont nommés par arrêté du Premier ministre pour une durée de cinq ans.

7.1.3 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 huit députés et huit sénateurs titulaires (et d'autant de suppléants), est chargé d'informer le Parlement des conséquences des choix de caractère scientifique ou technologique afin, notamment, d'éclairer ses décisions.

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.

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

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

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

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

7.2 La réglementation des installations nucléaires de base

Outre les réglementations d'application générale comme, par exemple, celles relatives au droit du travail et à la protection de la nature, les installations nucléaires de base (INB) sont soumises à deux types de réglementation particulière :

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

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

Les INB sont également soumises aux prescriptions du décret n° 95-540 du 4 mai 1995 pris pour l'application, d'une part de la loi du 12 août 1961 précitée, d'autre part de la loi n° 92-3 du 3 janvier 1992 modifiée sur l'eau. Ce décret fixe le régime d'autorisation des rejets d'effluents liquides et gazeux et des prélèvements d'eau de ces installations.

Un exploitant qui fait fonctionner une installation soit sans les autorisations requises, soit en contrevenant à ces autorisations, peut être l'objet de sanctions administratives et pénales. Celles-ci sont prévues principalement par les articles 12 et 13 du décret du 11 décembre 1963 précité en ce qui concerne l'autorisation de création, et par les articles 22 à 30 de la loi du 3 janvier 1992 sur l'eau en ce qui concerne les rejets d'effluents et prélèvements d'eau.

L'application des différentes procédures d'autorisation s'échelonne depuis le choix des sites et la phase de conception jusqu'au démantèlement final.

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

7.2.2 Les règles techniques

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

7.2.2.1 La réglementation technique générale

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

Aux appareils à pression s'appliquent l'arrêté ministériel du 26 février 1974 et la circulaire du même jour relatifs au circuit primaire principal des réacteurs à eau sous pression. Ces textes traitent de la construction et de l'exploitation de ce circuit. Le BCCN est chargé de vérifier leur application pendant la construction (conception et fabrication), les DRIRE pendant l'exploitation. Par ailleurs, les appareils à pression non spécifiques présents dans les INB sont soumis à la réglementation « classique », applicable aux autres installations industrielles. Le BCCN suit en particulier l'application de la réglementation technique aux appareils à pression des réacteurs qui sont des matériels importants pour la sûreté. Cette réglementation est en cours de révision, comme exposé ci-après au § 7.3.1.3.2. Un arrêté interministériel concernant la surveillance de l'exploitation des circuits primaires principaux (CPP) et circuits secondaires principaux (CSP) des réacteurs nucléaires à eau sous pression, et sa circulaire

d'application, ont été signés le 10 novembre 1999, ce qui constitue une première étape. Ces textes se substituent aux parties correspondantes des arrêtés et circulaires du 26 février 1974.

Pour ce qui est de la qualité, l'arrêté et la circulaire ministériels du 10 août 1984 précisent les règles générales d'assurance et d'organisation de la qualité que doivent suivre les exploitants aux trois stades de la conception, de la construction et de l'exploitation des INB (voir annexe 2).

Les prélèvements d'eau et rejets d'effluents des INB sont soumis, en application du décret de procédure du 4 mai 1995, à autorisation délivrée conjointement par les ministres chargés de la santé, de l'industrie et de l'environnement. Ils sont dorénavant encadrés par des règles techniques faisant l'objet d'un arrêté signé par les mêmes ministres, le 26 novembre 1999. Ce texte, qui se substitue à plusieurs arrêtés de 1976, comporte des prescriptions portant notamment sur une réduction volontariste des prélèvements et rejets, un renforcement des moyens d'analyse et des contrôles exercés, l'information des services de l'Etat et du public.

Enfin, les ministres chargés de l'industrie et de l'environnement ont signé le 31 décembre 1999 un arrêté fixant la réglementation technique générale destinée, hors prélèvements d'eau et rejets d'effluents, à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des INB. L'application de ce texte, commencée durant l'année 2000, permettra 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 règles fondamentales de sûreté

Sur divers sujets techniques, concernant aussi bien les REP que les autres INB, la DSIN émet des règles fondamentales de sûreté (RFS). Ce sont des recommandations qui définissent des objectifs de sûreté et décrivent des pratiques que la DSIN juge satisfaisantes pour respecter ceux-ci.

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

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

Il existe actuellement une quarantaine de RFS et autres règles techniques émanant de la DSIN qui peuvent être consultées dans la brochure n° 1606 publiée par le Journal officiel et l'Autorité de sûreté nucléaire sous le titre « Sûreté nucléaire en France – Législation et réglementation ».

Les développements récents concernent :

- une règle fondamentale de sûreté relative à la détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour l'évaluation de la sûreté de toute INB, à l'exception des installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs. Elle remplace deux RFS plus anciennes, l'une concernant les REP, l'autre les autres types d'installations. Après une période probatoire d'un an, elle a été promulguée par la DSIN le 16 mai 2001 ;
- une règle fondamentale de sûreté relative aux logiciels des systèmes électriques classés de sûreté des REP, qui a été adoptée par décision du directeur de la DSIN du 15 mai 2000. Cette RFS s'appliquera aux nouveaux réacteurs et, dans les années à venir, aux réacteurs en exploitation dans le cadre de la rénovation de leur contrôle-commande ;
- un projet de règle fondamentale de sûreté pour l'application aux REP des études probabilistes de sûreté (EPS).

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

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

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

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

L'élaboration de ces documents relève de la responsabilité des industriels et non de l'Autorité de sûreté. Celle-ci procède néanmoins à l'examen des RCC et de leurs révisions, ce qui se traduit dans la plupart des cas par la rédaction d'une RFS qui en reconnaît ainsi l'acceptabilité globale à la date de l'édition concernée.

Le retour d'expérience comme l'évolution de l'environnement industriel imposent aux industriels de faire évoluer les codes pour en maintenir la pertinence.

En 2000, des modifications importantes du code RCC-M (construction des matériels mécaniques), ont été présentées à l'Autorité de sûreté par les constructeurs du secteur nucléaire, pour être intégrées dans une édition 2000 du code. Cette nouvelle édition a été acceptée par l'ASN moyennant quelques réserves qui devront être intégrées dans le prochain modificatif.

Dans la continuité du RCC-M, EDF a entrepris à partir de 1990 la rédaction d'un recueil des « règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques » (RSEM), dont une première édition est parue en 1997, suivie de deux modifications en 1998 puis en 2000. En 2000, l'Autorité de sûreté s'est assurée, par une série de visites de surveillance sur les sites, de la mise en application de ce recueil et a entrepris une démarche auprès de l'exploitant pour obtenir la mise en conformité du RSEM avec l'arrêté signé le 10 novembre 1999.

7.3 Le contrôle des installations nucléaires de base

Le contrôle par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) vise à vérifier que l'exploitant d'une installation nucléaire exerce pleinement sa responsabilité et ses obligations au titre de la sûreté. Ce contrôle externe ne dispense pas l'exploitant d'organiser son propre contrôle des activités qu'il mène, en particulier celles qui concourent à la sûreté.

Le contrôle de l'ASN s'exerce aussi bien par des inspections réalisées par sondage sur tout ou partie d'une installation que par l'examen des dossiers, documents et informations fournis par l'exploitant pour justifier son action. Ce contrôle s'applique à tous les stades de la vie des installations : conception, création, mise en service, exploitation, mise à l'arrêt définitif, démantèlement.

7.3.1 Le champ du contrôle

7.3.1.1 Le contrôle de la sûreté nucléaire

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

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

Au stade de la conception et de la construction, l'ASN analyse 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.

Une fois l'installation nucléaire entrée en service, toutes les modifications importantes pour la sûreté apportées par l'exploitant sont soumises à l'autorisation de l'ASN. De plus l'ASN fait procéder régulièrement, par les exploitants, à des réexamens de sûreté, de façon à renforcer les exigences de sûreté en fonction de l'évolution des techniques et de la doctrine d'une part, du retour d'expérience d'autre part.

Le respect du référentiel de sûreté par les exploitants nucléaires fait l'objet d'une surveillance par des actions régulières de contrôle. Celles-ci prennent notamment la forme d'inspections sur les sites nucléaires, mais aussi au besoin dans les services centraux des grands exploitants nucléaires ou chez leurs fournisseurs, afin de vérifier concrètement la mise en œuvre des dispositions de sûreté (voir § 7.3.2.1.1).

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

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

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

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

L'arrêté du 10 août 1984, relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base (voir annexe 2), donne un cadre général aux dispositions que l'exploitant de toute installation nucléaire de base doit prendre pour concevoir, obtenir et maintenir une qualité de son installation et des conditions de son exploitation, nécessaires pour en assurer la sûreté.

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

L'arrêté qualité demande également que :

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

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

7.3.1.3 Les appareils à pression

7.3.1.3.1 La situation actuelle

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

Au niveau de l'administration centrale, le contrôle de l'application de la réglementation est partagé entre l'ASN pour les appareils à pression constituant des éléments importants pour la sûreté des INB et la Direction de l'action régionale et de la petite et moyenne industrie (DARPMI) pour les autres appareils à pression.

Parmi les appareils à pression des INB entrant dans le champ d'action de l'ASN, les circuits primaires et secondaires principaux des 58 réacteurs à eau pressurisée d'EDF sont des circuits particulièrement importants pour la sûreté. Du fait qu'ils fonctionnent en régime normal avec une pression et une température élevées, leur comportement en service est l'une des clés de la sûreté des centrales nucléaires.

En conséquence, l'ASN exerce un contrôle particulier sur ces circuits. Celui-ci se fonde :

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

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

7.3.1.3.2 Les évolutions en cours

Le contexte réglementaire des appareils à pression est en cours d'évolution dans le cadre de la transposition de la directive européenne « équipements sous pression » du 29 mai 1997. Destinée aux appareils du domaine classique, par opposition au domaine nucléaire, cette directive a cependant des conséquences sur les textes qui fondent la réglementation spécifique du nucléaire.

Le décret du 13 décembre 1999 remplace ainsi le décret du 2 avril 1926 et le décret du 18 janvier 1943 pour les appareils à pression de vapeur et les appareils à pression de gaz du domaine classique.

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

La première étape, d'ores et déjà accomplie, est la parution de l'arrêté du 10 novembre 1999 qui réglemente l'exploitation des circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs à eau sous pression. Ce texte clarifie la responsabilité de l'exploitant et les modalités de l'intervention de l'ASN et présente des dispositions nouvelles et importantes comme la qualification des méthodes d'examen

non destructifs, la requalification des circuits secondaires principaux ou la constitution de dossiers de référence pour chaque réacteur concernant aussi bien les études de conception que les programmes de suivi en service, ou encore l'importance du suivi du vieillissement. L'arrêté du 10 novembre 1999 abroge en partie l'arrêté du 26 février 1974 et la RFS II.3.8 (cf. § 7.2.2.1).

La deuxième étape consiste à mettre à jour les prescriptions réglementaires relatives à la construction des circuits primaires et secondaires principaux des REP. Les directives techniques approuvées par la Section permanente nucléaire en octobre 1999 ont été notifiées aux industriels concernés comme référentiel de réalisation aussi bien pour d'éventuelles constructions futures que pour les pièces de rechange nécessaires à l'entretien du parc électronucléaire. A terme, ces directives constitueront la base d'un arrêté qui réglera la construction et permettra d'abroger totalement l'arrêté du 26 février 1974 et la RFS II.3.8.

La dernière étape consiste à s'occuper de tous les autres circuits des INB qui ne sont pas couverts par la directive européenne. En effet, celle-ci ne s'applique pas aux appareils "spécialement conçus pour des applications nucléaires et dont la défaillance pourrait conduire à des émissions radioactives". Dans la continuité de 2000, l'année 2001 sera consacrée à l'identification et la définition d'exigences graduées en fonction du rôle pour la sûreté de ces circuits et des aspects radiologiques afin d'aboutir à un arrêté. En attendant que celui-ci paraisse, l'ancienne réglementation des appareils à pression continue à s'appliquer.

7.3.1.4 La protection de l'environnement

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

- du décret du 11 décembre 1963 relatif aux INB, précisé par un arrêté d'application du 31 décembre 1999 qui fixe les prescriptions générales concernant la prévention des risques pour l'environnement (notamment des pollutions accidentelles) et des nuisances sonores, ainsi que la gestion des déchets dans les INB ;
- de la législation des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE), pour celles qui sont comprises dans le périmètre des INB ;
- du décret du 4 mai 1995 relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des INB, précisé par un arrêté d'application du 26 novembre 1999.

D'une manière générale, la politique menée par l'ASN en matière de protection de l'environnement tend à se rapprocher de celle appliquée aux activités industrielles classiques. A titre d'exemple, l'arrêté du 26 novembre 1999, fixant les prescriptions techniques générales relatives aux limites et aux modalités des prélèvements et des rejets soumis à autorisation effectués par les INB, impose désormais de fixer des limites de rejets d'une INB sur la base de l'emploi des meilleures technologies disponibles à un coût économiquement acceptable, en tenant compte des caractéristiques particulières de l'environnement du site. Cette approche conduit à préciser et à renforcer les limites concernant les rejets de substances chimiques, ainsi qu'à diminuer les limites autorisées pour le rejet des substances radioactives. Les nouveaux arrêtés d'autorisation de rejets accordés depuis celui de la centrale nucléaire de Saint-Laurent (2 février 1999) illustrent cette démarche.

En accompagnement de cette démarche, l'ASN a développé depuis plusieurs années les inspections sur le thème de la gestion des effluents et des déchets, et de la mise en œuvre des règles applicables aux ICPE. Cette action se renforce grâce aux nouvelles modalités d'inspections avec prélèvements qui sont en vigueur depuis le 1^{er} janvier 2000 (cf. § 7.3.2.1).

7.3.1.5 La radioprotection

Le contrôle de l'application des règles de radioprotection relève du ministère chargé de la santé et du ministère chargé du travail, avec l'appui de l'OPRI.

Dans le cas particulier des installations nucléaires de base, l'ASN intègre dans son contrôle les préoccupations de radioprotection. Il existe en effet un lien fort entre la sûreté, qui vise à prévenir la dispersion accidentelle de radioactivité, et les dispositions pratiques prises par l'exploitant pour contrôler les mouvements de matières radioactives et pour détecter les contaminations éventuelles, et plus généralement pour contrôler et limiter les doses reçues par les personnes intervenant sur les installations, notamment à l'occasion des contrôles nécessaires à la sûreté. Ce dernier aspect recoupe d'ailleurs le champ d'action des DRIRE au titre de l'inspection du travail dans les centrales nucléaires (voir paragraphe suivant).

7.3.1.6 Les conditions de travail dans les INB

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

Les actions en matière de contrôle de sûreté nucléaire et d'inspection du travail ont des préoccupations communes, notamment la radioprotection ou l'organisation des chantiers. L'ASN et la DIGEC s'attachent donc à coordonner leurs actions respectives. Les préoccupations relatives à l'encadrement des prestataires d'EDF ont conduit l'ASN à renforcer son action depuis 1999 en demandant des informations plus détaillées sur les conditions de travail des prestataires, et en 2000 par la mise en place d'inspections sur les chantiers, en plus des actions de l'inspection du travail sur les INB qui restent prioritaires.

Enfin, les échanges avec les inspecteurs du travail peuvent également constituer une source d'information précieuse sur l'état des relations sociales, dans le cadre d'une vision de la sûreté nucléaire prenant mieux en compte l'importance des hommes et des organisations.

7.3.2 Les modalités du contrôle

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

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

7.3.2.1 L'inspection

7.3.2.1.1 Les principes et les objectifs

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

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

- des anomalies concernant la sûreté de l'installation ou des points relatifs à la sûreté nécessitant aux yeux des inspecteurs des justifications complémentaires ;
- des écarts entre la situation observée lors de l'inspection et les textes réglementaires ou les documents établis par l'exploitant en application de la réglementation, aussi bien dans le domaine de la sûreté que dans les domaines connexes contrôlés par l'ASN (gestion des déchets, rejets d'effluents, installations classées pour la protection de l'environnement).

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

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

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

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

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

7.3.2.1.2 L'évolution de la pratique de l'inspection en 2000

Le 1^{er} janvier 2000, l'ASN a mis en vigueur une nouvelle note définissant l'organisation de l'inspection en son sein. Les principales modifications apportées par cette note sont d'une part l'intégration des inspections relatives au transport des matières radioactives et fissiles à usage civil, et d'autre part la diversification des types d'inspections.

Ainsi il y a six types d'inspections :

- les inspections courantes ;
- les inspections renforcées, sur des thèmes présentant des difficultés techniques particulières et normalement pilotées par des inspecteurs confirmés ;
- les inspections de revue, qui se déroulent sur plusieurs jours en mobilisant toute une équipe d'inspecteurs et ont pour objet de procéder à des examens approfondis sur des sujets préalablement identifiés ;
- les inspections avec prélèvements et mesures, qui permettent d'assurer sur les rejets un contrôle par sondage indépendant de celui de l'exploitant ;
- les inspections réactives, menées à la suite d'un incident ou d'un événement particulièrement significatif ;
- les inspections de chantier, qui permettent d'assurer une présence importante de l'ASN sur les sites à l'occasion des arrêts programmés.

Par ailleurs, l'ASN a pérennisé le système de qualification des inspecteurs (voir § 8.1), tenant compte de leur expérience et de leur formation, mis en application à titre expérimental en 1998 ; ce système permet de confier le pilotage des inspections les plus complexes aux inspecteurs confirmés.

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

Les arrêts de tranche pour remplacer le combustible usé sont mis à profit par EDF pour visiter l'ensemble des installations et vérifier leur état en réalisant des opérations de contrôle. Ces opérations, particulièrement importantes pour la connaissance de l'état des installations, sont suivies avec attention par l'ASN, notamment lors des « visites de chantier » au cours desquelles les inspecteurs vont, par sondage, examiner les conditions de réalisation des différents chantiers en cours, qu'il s'agisse de remise en état ou de modification des installations, de contrôle en service des équipements ou d'essais périodiques des matériels.

7.3.2.3 Le contrôle des appareils à pression

Au sein de l'ASN, le BCCN est chargé de veiller à l'application de la réglementation concernant les circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs à eau pressurisée, ainsi que de tous les circuits sous pression constitués de composants métalliques.

Il exerce directement ce contrôle sur la conception et la construction des circuits primaires et secondaires principaux. Le contrôle de l'exploitation des CPP et CSP ainsi que celui des autres appareils relève de la responsabilité du directeur régional de l'industrie, de la recherche et de l'environnement territorialement compétent. Le BCCN joue alors le rôle d'administration centrale.

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

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

7.3.2.4.1 Les principaux domaines concernés

LES INCIDENTS SIGNIFICATIFS

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

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

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

Un examen différé du retour d'expérience des anomalies et incidents est effectué par l'ASN et ses appuis techniques, notamment l'IPSN. Les informations provenant des DRIRE et l'analyse des comptes rendus d'incidents significatifs et des bilans périodiques transmis par les exploitants constituent la base

de l'organisation en matière de retour d'expérience de l'ASN. Ce retour d'expérience est pris en compte notamment lors des réexamens périodiques de la sûreté des installations, et peut se traduire par des demandes d'amélioration de l'état des installations et de l'organisation adoptée par l'exploitant.

LES ARRETS PROGRAMMES DES REACTEURS DE PUISSANCE

Les réacteurs de puissance sont arrêtés périodiquement pour procéder 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 consistante de la part de l'exploitant. Cette information concerne principalement le programme des interventions et les anomalies survenant pendant l'arrêt.

L'approbation du programme d'arrêt a été confiée aux DRIRE dès 1985. Le redémarrage d'un réacteur est soumis à l'approbation du directeur de la DSIN sur proposition de la Division des installations nucléaires compétente.

LES AUTRES INFORMATIONS PRESENTEES PAR LES EXPLOITANTS

L'exploitant fournit périodiquement des rapports d'activité ainsi que des bilans sur 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, les relations avec les prestataires, etc.

7.3.2.4.2 L'expertise des informations fournies

Bon nombre des dossiers fournis par l'exploitant de l'INB ont pour but de démontrer que les objectifs fixés par la réglementation technique générale, ou ceux que l'exploitant s'est fixés, sont respectés. L'ASN et les DRIRE sont amenées à vérifier le caractère suffisamment complet du dossier et la qualité de la démonstration.

Chaque fois qu'elle le juge nécessaire, l'ASN recueille l'avis d'appuis techniques, dont le principal est l'IPSN. 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'IPSN 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.

Depuis plusieurs années, l'ASN poursuit un effort de diversification de ses appuis techniques en faisant appel à des organismes tant français qu'étrangers.

La manière dont l'ASN requiert l'avis d'un appui technique et, le cas échéant, d'un Groupe d'expert, est décrite au § 8.3. Pour les affaires les plus importantes, l'ASN demande l'avis du Groupe permanent d'experts compétent devant qui l'IPSN présente ses analyses ; pour les autres affaires, les analyses de sûreté font l'objet d'avis transmis directement à l'ASN par l'IPSN.

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

7.3.3.1 Cadre général

La responsabilité première de la sûreté incombe à l'exploitant (cf. chapitre 9). En ce sens, l'ASN considère en premier lieu la réalisation des engagements pris par l'exploitant pour résoudre les questions de sûreté. En cas de défaillance de l'exploitant dans le respect de ses engagements, l'ASN est amenée à prendre des décisions afin d'imposer son pouvoir réglementaire.

Partie B - Article 7 : Cadre législatif et réglementaire

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

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

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

- octroi de l'autorisation demandée ;
- 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 ;
- transmission d'un procès-verbal au procureur de la République.

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

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

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

Afin d'améliorer la lisibilité de son action, l'ASN a mis en place au 1^{er} juillet 2000 un système formalisé de décisions et mises en demeure.

Les décisions de l'ASN sont des positions auxquelles elle attache une importance particulière et qui ont vocation à être rendues publiques.

Les mises en demeure sont des injonctions adressées aux exploitants et résultent notamment du non-respect d'un texte réglementaire général, d'un texte particulier à une installation, d'une décision ou d'un engagement pris auprès de l'ASN.

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

Les décisions et les mises en demeure sont rendues publiques, notamment par une mise en ligne sur le site Internet de l'ASN.

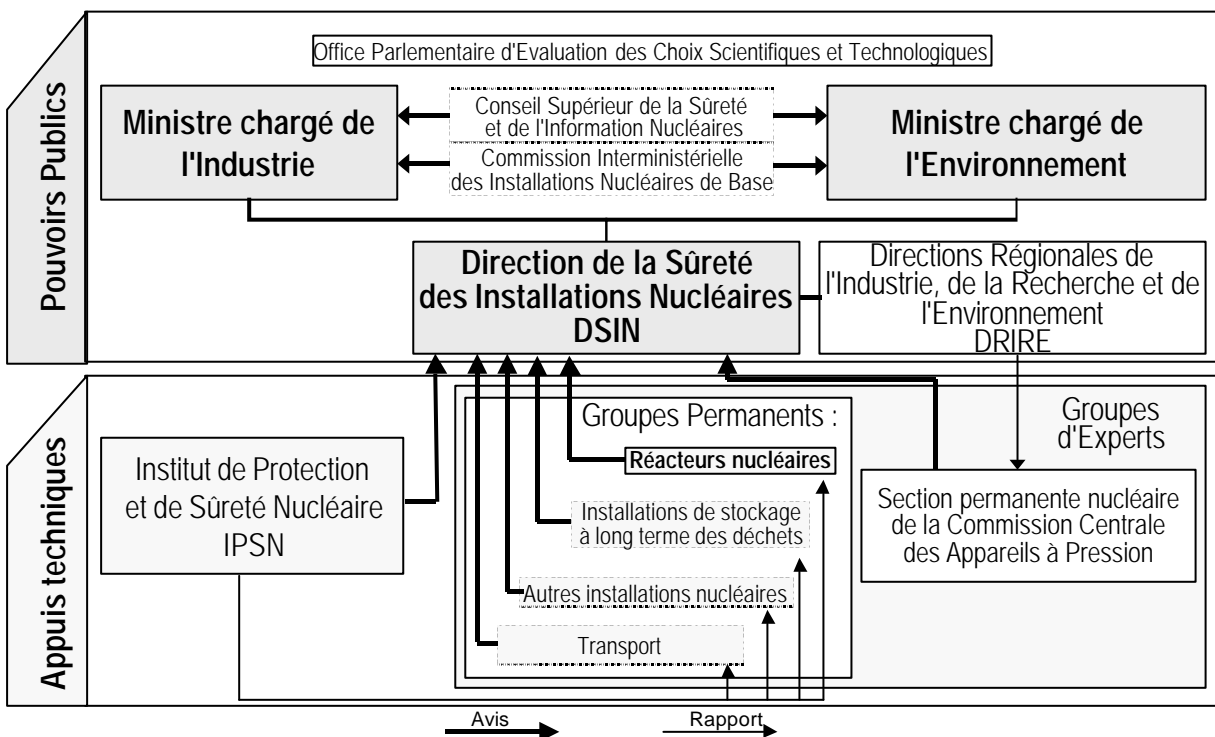
8. Article 8 : Organisme de réglementation

1. Chaque Partie contractante crée ou désigne un organisme de réglementation chargé de mettre en œuvre les dispositions législatives et réglementaires visées à l'article 7, et doté des pouvoirs, de la compétence et des ressources financières et humaines adéquates pour assumer les responsabilités qui lui sont assignées.

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

8.1 L'Autorité de sûreté nucléaire

La responsabilité de la définition et de la mise en œuvre de la politique en matière de sûreté nucléaire est confiée, selon le décret n° 73-278 du 13 mars 1973 modifié, à la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), placée sous l'autorité conjointe du ministre chargé de l'environnement et du ministre chargé de l'industrie. Ce double rattachement garantit l'indépendance de l'Autorité de sûreté par rapport à la Direction générale de l'énergie et des matières premières, chargée de la promotion de l'énergie nucléaire, qui dépend exclusivement quant à elle du ministre chargé de l'industrie. L'organisation de l'Autorité de sûreté décrite dans ce chapitre est illustrée par le schéma ci-dessous.



L'ensemble constitué par la DSIN, le Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN) et les Divisions des installations nucléaires (DIN) au sein des Directions régionales de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) est désigné, ainsi qu'il a été indiqué précédemment, par le vocable "Autorité de sûreté nucléaire" (ASN). L'ASN recourt à l'expertise d'appuis techniques extérieurs, notamment de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), et sollicite les avis et recommandations de groupes d'experts.

8.1.1 La Direction de la sûreté des installations nucléaires

Ses principales missions sont les suivantes :

- élaborer et suivre l'application de la réglementation technique générale ;
- mener les procédures d'autorisation relatives aux INB (autorisation de création, de mise en service, de rejets, etc.) ;
- organiser et animer la surveillance de ces installations par les inspecteurs des INB ;
- assurer le contrôle du transport des matières radioactives et fissiles à usage civil ;
- préparer la mise en place d'une organisation de crise en cas d'incident ou d'accident sur une INB ;
- organiser l'information du public et des médias sur les problèmes se rapportant à la sûreté nucléaire ;
- participer aux activités des organismes internationaux et développer des relations bilatérales avec les Autorités de sûreté étrangères.

La DSIN suit également les travaux de recherche et de développement menés dans le domaine de la sûreté nucléaire par les organismes relevant du ministère chargé de l'industrie, en particulier le Commissariat à l'énergie atomique et Electricité de France.

8.1.2 Le Bureau de contrôle des chaudières nucléaires

Situé à Dijon depuis sa création en 1976, le Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN) est chargé du contrôle de la construction et de l'exploitation des circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs à eau pressurisée.

Il assure une mission nationale de contrôle de la construction en vérifiant la bonne application de la réglementation et en réalisant des inspections chez les fabricants.

Le contrôle de l'exploitation est exercé directement par le BCCN sur les services centraux d'EDF, et par l'intermédiaire des Divisions nucléaires des DRIRE sur les CNPE. Par ailleurs, le BCCN élabore, au même titre qu'une sous-direction de la DSIN, la doctrine en matière de sûreté pour les sujets dont il a la charge.

Le BCCN est également chargé de l'élaboration et de la mise à jour de la réglementation relative aux appareils à pression nucléaires et il est rapporteur auprès de la Section permanente nucléaire (SPN) de la Commission centrale des appareils à pression (CCAP).

En raison de ses compétences en chaudronnerie, calcul des structures et examens non destructifs, le BCCN se voit confier des missions spécifiques par certaines sous-directions ou par des organismes extérieurs. Les principales missions ont concerné, en 2000, la centrale Phénix, la construction de chaudières de propulsion navale, la fabrication d'emballages de transport de matières radioactives et la fabrication des chaudières de la centrale chinoise de Lingao.

8.1.3 Les Divisions des installations nucléaires des Directions régionales de l'industrie, de la recherche et de l'environnement

Le développement des missions de l'Autorité de sûreté et l'accroissement de son domaine de compétence ont été accompagnés, au fil des années, d'un renforcement progressif de ses moyens et d'une déconcentration de la surveillance de la sûreté des installations nucléaires et des transports de matières radioactives et fissiles vers les DIN des DRIRE.

Les missions déconcentrées vers les DIN sont les suivantes :

- l'inspection des installations nucléaires dans les domaines de compétence de l'Autorité de sûreté, et en particulier le contrôle des arrêts des réacteurs EDF pour maintenance ;

Partie B - Article 8 : Organisme de réglementation

- l'instruction locale des demandes d'autorisation réglementaires : prises d'eau et rejets d'effluents, modifications des installations, dérogations aux règles générales d'exploitation ;
- l'instruction des incidents ;
- le contrôle de l'application de la réglementation des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) et de celles des appareils à pression, des rejets d'effluents et des déchets ;
- le contrôle de la radioprotection associée à la sûreté nucléaire ;
- les relations avec les autorités locales, notamment pour s'exercer à l'éventualité d'une crise nucléaire.

En parallèle avec la déconcentration de certaines de leurs missions, les sous-directions de la DSIN et le BCCN, au niveau national, se sont recentrés sur l'établissement des éléments de doctrine en matière de sûreté nucléaire et de gestion des déchets radioactifs et sur des actions transverses concernant des sujets génériques touchant plusieurs INB. Ils assurent également des missions d'appui et de coordination des DIN. Les sous-directions mènent, avec le concours des DIN, l'instruction des dossiers relatifs aux grandes étapes de la vie des INB (création, mise en exploitation, mise en service, mise à l'arrêt définitif, démantèlement).

8.1.4 Moyens et gestion des ressources humaines

8.1.4.1 Moyens

Moyens humains

L'effectif global de l'ASN s'élève à 230 personnes réparties entre la DSIN (Paris et Fontenay-aux-Roses, 110 personnes), le BCCN et les DIN des DRIRE (régions, 120 personnes). Sur cet effectif, 49 agents sont mis à disposition par le CEA dans le cadre d'une convention signée avec l'IPSN.

75 % des effectifs de l'ASN sont des cadres, en majorité des ingénieurs des corps techniques de l'Etat (ingénieurs des mines, ingénieurs des ponts et chaussées, ingénieurs de l'industrie et des mines, ingénieurs des travaux publics de l'Etat) possédant souvent une expérience préalable des activités de contrôle (dans le domaine nucléaire ou dans d'autres domaines), ainsi que des ingénieurs mis à disposition par le CEA ou par l'IPSN qui ont une expérience des activités nucléaires.

Moyens financiers

Jusqu'en 1999, l'ASN disposait, pour mener à bien ses missions, de moyens financiers ayant leur origine dans les redevances instituées par la loi de finances rectificative pour 1975 et son décret d'application du 24 mai 1976. Ces ressources étaient utilisées pour couvrir, d'une part, la rémunération des personnels et les moyens de fonctionnement de l'ASN et, d'autre part, les travaux d'analyses et les expertises de sûreté confiés aux experts techniques de l'ASN.

De 1976 à 1999, les industriels du nucléaire acquittaient deux types de redevances : des redevances perçues au titre des actes de procédure réglementaires (demandes d'autorisation de création, autorisations réglementaires subséquentes), et des redevances annuelles. Ces redevances étaient rattachées par un fonds de concours au budget du ministère chargé de l'industrie.

L'article 43 de la loi de finances pour 2000 a abrogé les dispositions de la loi de 1975 et a créé une seule taxe annuelle en lieu et place des redevances. Cette taxe est due par les industriels exploitant les INB à compter de l'autorisation de création de l'INB jusqu'à la décision de radiation de la liste des INB. Par ailleurs, le fonds de concours "Installations nucléaires de base" a été supprimé. A partir de 2000, les produits de la taxe INB sont donc versés au budget général de l'Etat. C'est l'ASN qui, pour le compte de l'Etat, est chargée d'émettre les avertissements permettant de collecter la taxe sur les INB.

Produits de la taxe INB en 2000

EXPLOITANT	TAXE INB
ANDRA	42 000 000 F
CEA	51 060 000 F
CNRS	160 000 F
COGEMA	121 920 000 F
COMURHEX	1 800 000 F
EDF	592 160 000 F
EURODIF	12 000 000 F
FBFC	12 000 000 F
GAMMASTER	160 000 F
GANIL	160 000 F
IMVLL	1 700 000 F
IONISOS	480 000 F
SICN	640 000 F
SNCS	160 000 F
SOCATRI	1 800 000 F
SOCODEI	1 800 000 F
SOMANU	320 000 F
TOTAL	840 320 000 F
	(soit 128 106 000 €)

Le budget 2000 de l'ASN s'élève à un peu plus de 597 millions de francs (91 millions d'euros). Il comprend la rémunération des personnels (65 MF soit 9,9 M€), les frais de fonctionnement (53 MF soit 8,1 M€), ainsi que les travaux d'analyses de sûreté, d'études ou d'expertises, confiés à des experts extérieurs (479 MF soit 73 M€), essentiellement à l'IPSN.

Moyens informatiques

L'ASN a lancé en 1998 un projet informatique ambitieux destiné à améliorer le partage d'information entre ses différentes entités et à développer les outils d'information du public. Le cahier des charges de ce projet a été mis au point en 1999, le marché a été visé en décembre 2000 et notifié à la société ATOS. Les travaux de réalisation du projet ont débuté début 2001.

Parmi les objectifs essentiels de ce projet, figurent le développement des applications informatiques professionnelles de gestion de la connaissance, des applications informatiques supports (ressources humaines, finances, logistique...) ainsi que le développement d'un site Internet, d'un service télématique vocal et enfin la reprise et l'évolution du magazine télématique MAGNUC.

Par ailleurs, dans le prolongement de ses actions d'information du public, l'ASN a ouvert, le 2 mai 2000, son site Internet : www.asn.gouv.fr

8.1.4.2 Gestion des ressources humaines

Formation des agents

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

LA FORMATION AUX TECHNIQUES DU NUCLEAIRE

L'une des bases de la gestion des niveaux de qualification au sein de l'Autorité de sûreté est un cursus formalisé de formation technique des agents.

Ce cursus de formation comprend quatre catégories d'actions de formation selon les fonctions occupées au sein de l'Autorité de sûreté :

Partie B - Article 8 : Organisme de réglementation

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

En 2000, 1915 jours de formation technique ont été dispensés à des agents de l'ASN. Le coût financier des stages assurés par des organismes autres que l'ASN et son appui technique s'élève à 3,25 MF (0,50 M€).

LA FORMATION A LA COMMUNICATION

Le dispositif global de formation à la communication initié en 1997 vise à proposer à l'ensemble des personnels des formations adaptées à leurs différentes responsabilités, dans les domaines de la communication orale et écrite et de la gestion de crise.

En 2000, les formations à la communication ont été les suivantes :

- la direction de l'ASN, en contact régulier avec la presse écrite et audiovisuelle nationale et locale, a continué à s'exercer à la communication avec les médias, et notamment à la fonction de porte-parole, dans le cadre de "média-trainings" ;
- plusieurs stages de sensibilisation à la communication et aux relations avec la presse destinés aux inspecteurs de l'ASN ont été organisés. Ces formations concernent la rédaction de communiqués de presse, l'interview par des journalistes de radio et télévision, la communication en période de crise.

Qualification des inspecteurs

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

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

Au 31 décembre 2000, le nombre d'inspecteurs confirmés en activité au sein de l'Autorité de sûreté s'élève à 37, soit 2 de plus qu'en 1999.

La communication interne

En 2000, plusieurs actions de communication interne à l'Autorité de sûreté ont été réalisées :

- séminaire interne de l'ASN organisé le 15 novembre 2000 : réunissant environ 150 personnes, il a permis de débattre en interne sur les deux sujets majeurs que sont "la conception élargie de la sûreté nucléaire" et "la transparence" ;
- présentation de chaque dossier de " Contrôle " aux agents de la DSIN, préalablement aux réunions de présentation à la presse spécialisée et généraliste ;
- organisation d'une session d'accueil des nouveaux arrivants à l'ASN le 14 septembre 2000 ;
- visites régulières de l'état-major de la DSIN dans les DIN.

La qualité interne

La qualité interne des activités de l'ASN est assurée par la mise en place et l'application d'un système fondé sur un ensemble de notes d'organisation.

L'application pratique, animée par un chargé de mission rattaché au directeur de la sûreté des installations nucléaires, comporte essentiellement trois types d'actions :

Des audits des diverses entités de l'Autorité de sûreté conduisent une équipe d'inspecteurs de l'ASN, spécifiquement constituée pour chaque audit, à apprécier l'organisation, le fonctionnement et les résultats de chacune des entités, une fois tous les 3 ans. En 2000, trois audits ont été ainsi réalisés.

Des contrôles ponctuels des DIN sont également réalisés, notamment sur les suites données aux audits.

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

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

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

8.2 Les appuis techniques

L'Autorité de sûreté recourt à l'expertise d'appuis techniques. L'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) du Commissariat à l'énergie atomique est le principal d'entre eux, mais l'Autorité de sûreté poursuit, depuis plusieurs années, un effort de diversification des prestataires, au plan national et international.

8.2.1 L'Institut de protection et de sûreté nucléaire

Les travaux menés par l'IPSN au profit de l'ASN sont financés dans le cadre d'une convention annuelle découlant d'une convention générale. La convention annuelle définit la nature et le montant des travaux à effectuer.

Les travaux d'expertise relatifs à l'exercice 2000 ont représenté un montant d'environ 360 MF hors taxes et ont impliqué un effectif de 360 personnes, certaines études ayant été sous-traitées à d'autres entités du CEA ou à des organismes extérieurs.

Le fait de recourir aux prestations de l'IPSN présente l'avantage de pouvoir bénéficier du concours d'experts qualifiés mais pose des problèmes de déontologie, l'IPSN étant une entité du CEA et exploitant lui-même des installations nucléaires. Le souci de "séparer le contrôleur du contrôlé" a conduit, depuis 1990, à une plus grande autonomie de l'IPSN vis-à-vis du CEA. Des mesures comme la création d'un Comité de direction présidé par une personnalité extérieure, actuellement le directeur de

Partie B - Article 8 : Organisme de réglementation

la sûreté des installations nucléaires, l'individualisation de la dotation budgétaire de l'IPSN dans la loi de finances, et l'établissement d'un code de déontologie de l'expertise et de la recherche, ont permis une plus grande autonomie de l'IPSN. Pour aller encore plus loin dans cette voie, le Gouvernement souhaite séparer complètement l'IPSN du CEA, lui conférant un statut d'établissement public à caractère industriel et commercial et le fusionnant avec la plus grande partie de l'OPRI.

Une loi, votée par le Parlement et promulguée le 9 mai 2001, a ainsi détaché l'IPSN du CEA et l'a fusionné avec l'OPRI, pour former un établissement public appelé Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN). Le décret d'application de cette loi, qui doit permettre à la réforme d'être mise en œuvre, est attendu pour fin 2001.

La part la plus importante des prestations de l'IPSN pour l'ASN est réalisée sous la responsabilité de son Département d'évaluation de sûreté (DES) qui procède aux analyses de sûreté des installations nucléaires.

Pour les affaires les plus importantes (examens de rapports de sûreté, modifications majeures d'installations), l'ASN demande l'avis du Groupe permanent d'experts compétent devant qui l'IPSN présente ses analyses. Pour les autres affaires (modifications mineures d'installations, dispositions prises à la suite d'incidents mineurs), les analyses de sûreté font l'objet d'avis transmis directement à l'ASN par le DES.

8.2.2 Les autres appuis techniques

L'ASN bénéficie également du concours d'autres organismes, comme le CETEN-APAVE dans les domaines de l'assurance qualité et de l'incendie.

8.3 Les groupes d'experts

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

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

8.3.1 Les Groupes permanents

Une décision ministérielle du 27 mars 1973 a institué auprès de la DSIN trois Groupes permanents formés d'experts et de représentants de l'administration. Ils étudient les problèmes techniques que posent, en matière de sûreté, la création, la mise en service, le fonctionnement et l'arrêt des installations nucléaires et de leurs annexes. Ils sont chargés des problèmes relatifs respectivement aux réacteurs nucléaires, aux installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs et aux autres installations nucléaires de base.

Un quatrième Groupe permanent a été créé par décision ministérielle du 1^{er} décembre 1998, modifiant la décision susvisée : il est chargé de l'étude des problèmes techniques que posent en matière de sûreté les transports de matières radioactives et fissiles à usage civil.

Les Groupes permanents sont consultés par le directeur de la sûreté des installations nucléaires sur la sûreté des INB relevant de leur domaine de compétence.

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

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

Partie B - Article 8: Organisme de réglementation

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

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

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires peut participer à toute réunion d'un Groupe permanent.

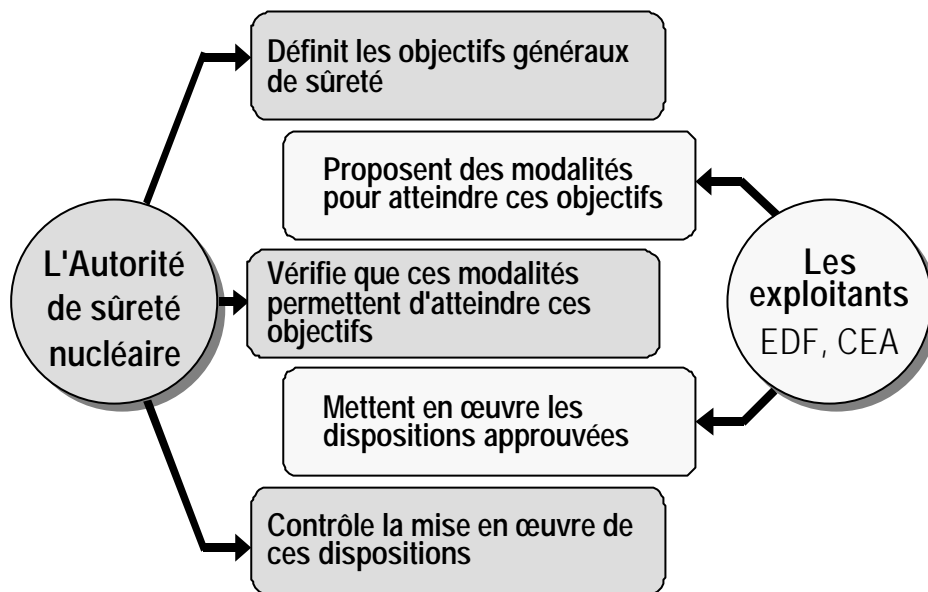
8.3.2 La Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression

Créée dans le cadre général de la réglementation des appareils à pression de vapeur et de gaz, la Commission centrale des appareils à pression (CCAP) est un organisme consultatif placé auprès du ministre chargé de l'industrie. Elle regroupe des membres des diverses administrations concernées et des représentants des constructeurs et utilisateurs d'appareils à pression et des organismes techniques et professionnels intéressés. Elle peut être saisie de toute question touchant à l'application des lois et règlements concernant les appareils à pression. Elle reçoit également communication des dossiers d'accident les concernant. Pour suivre plus spécialement les appareils à pression les plus importants des installations nucléaires, elle a constitué en son sein une Section permanente nucléaire (SPN). La mission de la SPN consiste notamment à émettre des avis au sujet de l'application de la réglementation des appareils à pression aux chaudières nucléaires à eau.

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 est celle de la responsabilité première de l'exploitant. Les pouvoirs publics veillent à ce que cette responsabilité soit pleinement assumée dans le respect des prescriptions réglementaires.



L'articulation des rôles respectifs des pouvoirs publics et de l'exploitant peut se résumer ainsi :

- les pouvoirs publics définissent des objectifs généraux de sûreté ;
- l'exploitant propose des modalités techniques pour les atteindre, et les justifie ;
- les pouvoirs publics s'assurent de l'adéquation de ces modalités aux objectifs fixés ;
- l'exploitant met en œuvre les dispositions approuvées ;
- les pouvoirs publics vérifient, lors d'inspections, la bonne mise en œuvre de ces dispositions, et en tirent les conséquences.

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

La responsabilité de la définition et de la mise en œuvre de la politique en matière de sûreté nucléaire est confiée à la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), placée sous l'autorité conjointe de ces deux ministres.

L'ensemble constitué par la DSIN, le Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN) et les Divisions des installations nucléaires (DIN) au sein des Directions régionales de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) est désigné par le vocable "Autorité de sûreté nucléaire" (ASN).

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'Autorité de sûreté a demandé dès l'origine aux exploitants d'installations nucléaires de base de mettre en place une organisation permettant d'assurer que la première priorité est donnée à la sûreté.

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

10.2 Présentation par EDF des mesures prises

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

Outre le contrôle par la ligne opérationnelle, des actions de vérification sont assurées par des entités indépendantes. Dans le domaine de la sûreté, la mission sûreté qualité (MSQ) au niveau des CNPE, l'Inspection nucléaire (IN) au niveau de la DPN, 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, et de la présidence du groupe EDF. Des confrontations et des analyses sûreté sont régulièrement opérées à ces différents niveaux sous la présidence du responsable d'entité : groupe technique sûreté sur site, comité de sûreté nucléaire en exploitation au niveau de la DPN, conseil de sûreté nucléaire au niveau de la présidence du groupe.

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

- les bilans annuels de sûreté de chaque CNPE et le reporting associé au directeur de la Division production nucléaire ;

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

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

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

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

10.3 Présentation par le CEA des mesures prises

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 sûreté nucléaire et de la qualité, pour la sûreté nucléaire et la qualité, et par la Direction centrale de la sécurité, pour la radioprotection et les transports. Les deux directions 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 le réacteur Phénix.

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 de Centre, les chefs de département 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 nucléaire de la Direction de la sûreté nucléaire et de la qualité et, au niveau de chaque centre, par une cellule de sûreté dépendant directement du directeur de Centre.

L'Autorité de sûreté a demandé, en 1999, à ses Groupes permanents d'experts, leur avis sur l'organisation et la politique de sûreté du CEA. Sur la base de cet avis, l'Autorité de sûreté a demandé (voir aussi § 13.4) au CEA de renforcer certains axes de progrès.

Parmi ceux-ci, on citera :

- 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.

10.4 Analyse de l'Autorité de sûreté

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

11. Article 11 : Ressources financières et humaines

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

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

11.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté

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

11.2 Présentation par EDF des ressources affectées à la sûreté des installations

11.2.1 Ressources financières d'EDF

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

Cette évolution, favorisée par la libéralisation des marchés de l'électricité en Europe, est le fruit d'une politique d'expansion rapide par croissance externe.

Les principaux résultats financiers du groupe EDF pour l'année 2000 sont les suivants.

En 2000, le chiffre d'affaires du groupe EDF s'élève à 34,4 G€ (225,8 GF) et progresse de 7,4 % par rapport à l'exercice 1999 (32,1 G€, soit 210,3 GF). Le résultat net du groupe consolidé, après impôt et avant rémunération de l'Etat, s'établit à 1,2 G€ (7,6 GF) et reste stable par rapport à 1999.

Le chiffre d'affaires hors électricité en France atteint 8,7 G€ (57 GF), dépassant 25 % du chiffre d'affaires total du groupe. Le groupe s'est fixé l'objectif de porter ce chiffre à 50 % en 2005.

Près de 19 % du chiffre d'affaires du groupe, contre 12,8 % en 1999, soit 6,5 G€ (42,8 GF), provient des filiales.

Les filiales ayant contribué le plus significativement à ce chiffre d'affaires sont : les filiales londoniennes (3,3 G€, soit 21,3 GF), Edenor (0,5 G€, soit 3,1 GF), Electricité de Strasbourg (0,4 G€, soit 2,6 GF), EDF Trading (0,2 G€, soit 1,5 GF).

En 2000, les ventes d'électricité en France ont augmenté en volume. En croissance de 1,9 %, elles atteignent 397,5 TWh.

Les exportations d'électricité sont en augmentation forte, passant de 72,1 TWh à 77,3 TWh. Ces résultats confirment la parfaite adaptation du parc de production d'EDF à la demande énergétique européenne.

Enfin, la marge brute d'autofinancement du groupe se monte à 6,8 G€ (44,6 GF).

S'agissant plus spécifiquement des budgets de la Division production nucléaire d'EDF¹ en 2000, sont à noter les éléments regroupés dans le tableau ci-dessous :

	G€ courants	GF courants
Budget d'exploitation		
Production	547	3 595
Formation	132	871
Maintenance	1 308	8 578
<i>(dont maintenance en arrêt)</i>	<i>(443)</i>	<i>(2 908)</i>
Modifications et maintien du patrimoine	520	3 418
Déconstruction	52	338
Budget d'investissement	156	1 030

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

11.2.2 Ressources humaines d'EDF

L'effectif de la Division production nucléaire d'EDF est d'environ 20 000 personnes (20 753 personnes en 2000, 20 196 en 1999), réparties dans les trois collèges : exécution (environ 11%), maîtrise (environ 65%), cadres (environ 24%).

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

- près de 2 500 ingénieurs et techniciens de la Division ingénierie et services (DIS) ;
- plus de 600 ingénieurs et techniciens de la Division EDF recherche et développement (EDF R&D).

S'agissant des ressources humaines consacrées à la sûreté nucléaire et à la radioprotection, EDF souligne qu'il s'est organisé pour qu'une grande majorité du personnel y consacre une part significative et 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.

¹ La Division production nucléaire (DPN) regroupe l'ensemble des 20 centres nucléaires de production d'électricité (CNPE), ainsi que plusieurs entités nationales d'ingénierie et de services intervenant en appui aux CNPE et à la direction de la Division.

11.3 Présentation par le CEA des ressources affectées à la sûreté de Phénix

S'agissant de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, il convient en premier lieu de souligner que la majorité du personnel de Phénix y consacre une part significative de son temps et de ses activités.

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 4 ingénieurs pour la qualité.

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

Dans le cadre des opérations de jouvence actuellement en cours :

- des études sont traitées par des unités spécialisées : plus de 10 ingénieurs effectuent les études liées à la sûreté de Phénix ;
- d'autres études sont confiées à des bureaux d'études extérieurs, par exemple à Framatome : une dizaine d'ingénieurs participent à ces études.

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 sûreté nucléaire et de la qualité contribuent au suivi, à la supervision et à la coordination des dossiers : 5 ingénieurs participent à ce travail.

Pendant la période 1998-2001, environ la moitié du budget de Phénix, soit 54 M€ (350 MF), sont ainsi consacrés chaque année aux investissements pour la sûreté du réacteur.

11.4 Analyse par l'Autorité de sûreté

Comme il est indiqué en début de ce chapitre, c'est en vérifiant que l'exploitant répond à toutes ses demandes que l'Autorité de sûreté s'assure de la capacité financière de ce dernier à mener de façon sûre l'exploitation de son installation.

12. Article 12 : Facteurs humains

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que les possibilités et les limites de l'action humaine soient prises en compte pendant toute la durée de la vie d'une installation nucléaire.

12.1 Les demandes de l'Autorité de sûreté

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

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

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

Les évolutions des organisations ne doivent pas nuire à la sûreté de l'installation. Ainsi, l'exploitant doit préserver un dimensionnement des équipes permettant d'assurer de manière durable toutes les fonctions comme la conduite, la maintenance, l'ingénierie ou le contrôle interne, y compris en cas d'aléa technique, d'incident ou d'accident. Les fonctions d'appui et de contrôle et les échanges d'informations entre services doivent être définis, les besoins en compétences doivent être évalués ; le recours à la sous-traitance doit s'accompagner du renforcement d'une capacité interne de suivi et d'évaluation des prestations.

La conception d'une nouvelle installation doit permettre à l'opérateur de se faire une représentation correcte de la situation et lui garantir un temps suffisant pour agir : par exemple les actions urgentes doivent être automatisées. Pour les modifications d'installations existantes, les documents de réalisation doivent attirer l'attention sur les risques d'erreur à la mise en place et les formations nécessaires des personnels concernés doivent faire l'objet d'une analyse préalable. Au quotidien de l'exploitation, les exploitants doivent prendre des mesures propres à professionnaliser leurs agents et à impliquer leur encadrement, des mesures propres à améliorer leurs organisations et leurs méthodes de travail, des mesures propres à faire évoluer les comportements individuels et collectifs.

12.2 Présentation par EDF des dispositions prises concernant le facteur humain

L'amélioration des performances des centrales nucléaires, associée à une exigence de parfaite maîtrise de la sûreté et de la qualité d'exploitation, rend nécessaire une optimisation des organisations et surtout une évolution des modes de management. Ainsi, depuis plusieurs années, EDF promeut des idées novatrices en matière de management de la sûreté et de politique de prise en compte du facteur humain dans l'amélioration des pratiques de travail au quotidien.

12.2.1 Politique facteur humain d'EDF

En juin 1996, la direction de la DPN a défini une politique de contribution du facteur humain à la sûreté de l'exploitation. Trois voies de progrès caractérisent cette politique et renforcent les analyses facteur humain issues du retour d'expérience des événements d'exploitation :

- l'amélioration de l'interface homme-machine à travers notamment le retour d'expérience du palier N4, et aussi l'amélioration de la documentation d'exploitation ;
- la décentralisation de la formation dans le cadre de la mise en place de systèmes locaux de développement des compétences, accompagnée de la régionalisation de l'organisation du Service de la formation professionnelle (SFP), et un important programme de rénovation, d'accroissement et de diversification du parc de simulateurs ;
- l'évolution des méthodes de travail, de l'implication et du comportement des acteurs à tous les niveaux hiérarchiques. Cette troisième voie de progrès est la plus novatrice. Il s'agit de favoriser la réinterrogation permanente des pratiques au sein du management et des équipes de travail de façon à obtenir des progrès à long terme. Dans cette approche, l'homme n'est plus seulement considéré comme source de défaillance. Au contraire, il s'agit de tirer mieux parti de l'homme, au sein d'une équipe, qui est source de progrès dans la qualité d'exploitation au quotidien.

Au sein des unités et au niveau national des appuis, les consultants facteur humain sont en place pour aider les managers à mettre en œuvre cette politique.

12.2.2 Implication du management d'EDF

Cette politique s'est renforcée en 1997 à partir d'un certain nombre d'actions menées par la direction de la DPN à destination de la ligne managériale : publication du texte « le management de la sûreté nucléaire en exploitation », ateliers avec les directeurs d'unité, puis avec leurs collaborateurs proches, lettre du directeur de la DPN donnant trois axes prioritaires d'actions : engagement des managers à tous les niveaux pour développer l'implication de tous, repositionnement des appuis facteurs humains et mise en œuvre de méthodes et outils.

Six « outils » (appelés « leviers du management de la sûreté ») font l'objet d'une promotion et d'un suivi particulier, ainsi que d'un appui au niveau national :

- le développement de compétences en analyse de risques : ce levier permet de progresser sur le plan des méthodes et des pratiques de travail individuelles et surtout collectives, à partir de comparaisons et d'échanges de pratiques en la matière, notamment sur la base d'un réseau de correspondants de site piloté au niveau national ;
- l'autodiagnostic : le principe de l'autodiagnostic consiste en une réinterrogation des pratiques entre professionnels qui travaillent habituellement ensemble sur des activités communes ; alterner action et réflexion sur les activités permet le développement de compétences collectives et la recherche commune de solutions d'amélioration ;
- l'autoévaluation : il s'agit aussi d'un échange collectif sur les pratiques de travail mais à partir d'une analyse des écarts de pratiques par rapport à un référentiel identifié ;

- la démarche qualité pour la conduite des transitoires "sensibles": cette démarche a permis d'identifier une trentaine de transitoires sur l'ensemble du parc. Si les choix sont variables selon les unités, une dizaine de transitoires "sensibles" sont cependant communs. L'objectif de la démarche est d'identifier, sur la base d'une analyse de risque, les paramètres sensibles à surveiller et les points clés de contrôle ;
- l'observatoire sûreté - disponibilité : il s'agit de l'examen des processus de prise de décision dans un contexte d'arbitrage entre différents objectifs comme la sûreté, la disponibilité et la radioprotection ;
- la communication opérationnelle : la notion couvre le champ d'une pratique de travail spécifique : les échanges d'informations, d'ordres et de repères nécessaires à la réalisation du travail. Deux outils sont proposés aux unités: une formation d'animateur à la communication opérationnelle, et des films pédagogiques. Par ailleurs, ce thème fait aussi l'objet de débats dans le cadre d'autodiagnostic sur ce sujet.

Deux des principes directeurs du projet managérial du producteur de l'entreprise (septembre 1998) font écho à la troisième voie de progrès de la politique facteur humain : la reconnaissance de la personne dans l'entreprise et la créativité des équipes de base. En effet, la mise en pratique de ces principes nécessite de la ligne managériale, et en particulier des managers de première et deuxième lignes, de faire évoluer les modes de management des équipes vers des processus participatifs, impliquants, et mettant chaque acteur en situation d'apporter sa contribution à la construction des actions.

12.2.3 Le management par la qualité à EDF

En mars 1999, la direction de la DPN, comme suite au bilan de la mise en œuvre de la politique facteur humain sur les unités, a développé une réflexion au sein d'un groupe de travail « Pour une meilleure prise en compte du facteur humain ». Les aspects suivants ont été particulièrement examinés: l'implication managériale de la direction de la DPN jusqu'au management de proximité, la place des appuis facteurs humains locaux et nationaux, le pilotage de l'action et les moyens de contrôle associés dont la mesure des progrès accomplis. Une des principales conclusions du groupe est que l'approche facteur humain doit s'inscrire dans une démarche managériale intégrée, liée aux métiers et appliquée au niveau de toutes les équipes de travail.

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

Cet objectif traduit la conviction que les plus grandes marges de progrès se trouvent au niveau des équipes de travail par la mise en œuvre d'actions, tournées vers la sûreté, d'amélioration de la rigueur et de la qualité d'exploitation, motivantes et mobilisatrices. Le déploiement du management par la qualité, directement relié aux valeurs définies dans « La vision d'EDF en 2005 », répond à cet objectif. Ces valeurs ont été traduites en huit principes managériaux s'appuyant sur les principes fondamentaux de la Fondation européenne pour la gestion de la qualité (EFQM).

Les changements attendus, exprimés comme tels dans la politique de management par la qualité, conduiront à :

- une rénovation du management ;
- une rigueur d'exploitation renforcée ;
- une anticipation des attentes, pour que la satisfaction des clients, du public, de l'Autorité de sûreté, et des partenaires industriels, soit améliorée ;
- une confiance retrouvée ;
- une logique de progrès permanent.

EDF estime que le retour d'expérience de la mise en œuvre de la politique facteur humain et des six leviers du management de la sûreté, et son analyse croisée avec les principes managériaux du management par la qualité, confirment pleinement la pertinence de ces outils. Le déploiement du management par la qualité s'inscrit donc aujourd'hui dans le prolongement de la politique facteur humain et du management de la sûreté. Ce cadre permet de donner un nouveau sens et une nouvelle dynamique aux actions déjà engagées. Des compétences facteur humain sont ainsi intégrées dans l'appui au déploiement, en complément d'autres types d'appui (sûreté, ressources humaines, qualité, communication...).

L'approche facteur humain est aujourd'hui intégrée à une politique de management, où les spécificités de ses approches permettront de rester vigilants sur la façon dont, au quotidien, les exigences et les contraintes des situations de travail conduisent tout un chacun à améliorer ses performances.

12.3 Présentation par le CEA des dispositions prises concernant le facteur humain

Le retour d'expérience des incidents significatifs s'attache à déterminer les actions correctives nécessaires. Au-delà, la revue d'ensemble des incidents donne une vision générale des causes d'incidents et elle dégage des observations propres à orienter des réflexions dans des domaines susceptibles de faire progresser la sûreté.

Le constat du poids du facteur humain dans les incidents justifie une approche spécifique. En 2000, une des priorités du CEA dans le domaine de la sûreté a consisté à promouvoir des études sur le facteur humain. Un groupe de quelques experts pouvant apporter leur soutien aux installations a été créé et a conduit des actions selon plusieurs axes :

- la réalisation d'études sur le facteur humain dans plusieurs installations à la suite de l'émergence de problèmes identifiés. Ces études ont permis d'améliorer la fiabilité du fonctionnement des installations ;
- la préparation d'études sur le facteur humain visant notamment à répondre aux demandes de l'Autorité de sûreté concernant les réévaluations de sûreté ;
- la mise en place d'un groupe de travail visant à déterminer, pour les rapports de sûreté, le contenu futur des chapitres spécifiques consacrés au facteur humain ;
- l'ébauche d'un référentiel du facteur humain rassemblant les bonnes pratiques à appliquer ;
- la sensibilisation, au cours de leur formation, des chefs d'installation aux aspects du facteur humain.

Les résultats sont encourageants.

Une opération « diffusion de la culture de sûreté » a été par ailleurs réalisée pour l'ensemble du CEA, y compris Phénix. Elle a permis de mobiliser la ligne hiérarchique et de tenir des séances de réflexion entre tous les intervenants sur les principes de la culture de sûreté (attitude interrogative, communication, solidarité, respect des procédures, retour d'expérience...). Bien exploitées, ces séances ont débouché sur des propositions de plans d'amélioration.

En 2000, l'ensemble du personnel de Phénix concerné par l'entretien des installations a été convié à une demi-journée de sensibilisation sur les problèmes de sûreté et de qualité liés à la maintenance d'une INB.

Au cours de cette demi-journée, animée par des ingénieurs de la "Mission sûreté qualité" de l'installation, ont été effectués :

- un rappel sur le processus de maintenance et sur le rôle de chacun ;
- une recherche interactive sur les causes d'incidents liés aux opérations de maintenance ;
- l'établissement en commun d'une grille d'analyse du facteur humain.

Le facteur humain est pris en compte dans l'analyse des incidents. Les comptes rendus d'incidents significatifs comprennent un chapitre intitulé "Analyse des causes et des erreurs de type facteur humain".

Le facteur humain est aussi pris en compte dans la sous-traitance et dans le suivi des prestataires : une formation "qualité sûreté prestataire" a été mise en place et fait partie des exigences d'assurance de la qualité imposée par Phénix à ses fournisseurs.

12.4 Analyse de l'Autorité de sûreté

12.4.1 Analyse par l'Autorité de sûreté de la politique facteur humain d'EDF

Parce qu'il touche aux hommes, aux principes de management et aux organisations, le facteur humain demande une approche nouvelle de la part de l'ASN. Une réflexion menée au sein de l'Autorité de sûreté a conduit, en 1999, à définir deux orientations : la première est d'introduire le facteur humain dans les référentiels des exigences de sûreté, la deuxième est de faire évoluer les pratiques actuelles de l'ASN visant à apprécier la politique d'EDF en la matière. Des actions concrètes nouvelles ont également été définies et sont progressivement mises en œuvre, comme par exemple l'utilisation plus régulière de l'entretien avec des agents opérationnels, notamment dans le cadre de réunions ou d'inspections faisant suite à des incidents.

En 1996, à la demande de la DSIN, EDF a été amenée à préciser sa politique en matière de prise en compte de la place de l'homme et des organisations dans la sûreté : partant du constat que les mesures classiques de prévention de la défaillance humaine mises en place jusqu'à ce jour avaient certes apporté des gains, mais que des faiblesses persistaient, cette politique visait essentiellement à faire évoluer les méthodes de travail, l'implication et le comportement des acteurs.

En 1997, la DSIN a pris acte de cette politique, qui répond dans le principe à ses interrogations. Mais il est évident que son incidence ne pouvait s'apprécier qu'à long terme. Aussi la DSIN a jugé indispensable de s'assurer, d'une part, de l'efficacité de l'organisation et des outils mis en place, et, d'autre part, de la motivation des services centraux et des sites d'EDF pour développer cette politique.

Quatre ans après la définition de cette politique et sa première mise en œuvre, l'Autorité en retient quatre constats : la volonté de s'impliquer dans ce domaine est très hétérogène d'un site à l'autre ; les structures mises en place par les sites pour asseoir cette politique sont en général sous-dimensionnées ; à part quelques exceptions, les directions et les lignes managériales s'impliquent peu dans cette démarche ; enfin, les actions locales sont souvent menées sans réelle méthodologie. Cette politique s'adresse essentiellement à l'agent opérationnel (celui qui, au final, réalise le geste technique) et à son équipe de travail, mais n'est pas pleinement adaptée à l'amélioration des organisations et des relations entre les équipes ou les services.

Par ailleurs, l'Autorité de sûreté a poursuivi en 2000 son évaluation de deux outils mis en place par EDF sur les sites pour faire évoluer les comportements et les méthodes de travail : une méthode d'analyse des aspects organisationnels et humains dans la genèse des incidents, et des observatoires sur chaque site pour identifier et analyser les situations d'arbitrage entre sûreté et disponibilité des réacteurs. Ces outils visent à intégrer plus efficacement les composantes humaines et organisationnelles dans l'analyse des dysfonctionnements et dans les mesures correctives qui en découlent.

Vu les insuffisances détectées par l'ASN au cours des dernières années concernant la formation et le développement des compétences, EDF a engagé un vaste programme d'amélioration s'étalant sur quatre ans. Par ailleurs, l'Autorité de sûreté a réagi vivement à la dégradation, qu'elle a constatée lors de récentes inspections, dans le processus de délivrance et de renouvellement des habilitations nécessaires aux agents d'EDF ayant une activité liée à la sûreté. Une remise à niveau a été demandée avant la fin de l'année 2000, et des mesures de fond avant la fin 2001.

12.4.2 Analyse par l'Autorité de sûreté des relations entre sites et services centraux d'EDF

L'ASN mène depuis 1997 une action d'observation et d'évaluation des effets, en termes de sûreté, de la politique de déconcentration des responsabilités mise en œuvre par EDF et des relations entre les sites nucléaires et les moyens centraux du parc. En décembre 1998, elle avait relevé un certain nombre de faiblesses organisationnelles et managériales et demandé à EDF de mener des actions correctives.

En 2000, des inspections ont été réalisées sur l'ensemble des sites nucléaires, sur le thème de la conduite des plans d'actions locaux issus du projet "combustible" initié par les services centraux. Ce projet vise, d'une part, à obtenir la maîtrise par les sites nucléaires de leurs processus d'exploitation du combustible, et, d'autre part, à clarifier les responsabilités de chaque acteur (interne et externe au site) de ces processus. Les constats issus des inspections montrent encore la jeunesse de la nouvelle organisation d'EDF et des difficultés des sites à prendre en charge, de manière précipitée, des responsabilités dans les domaines où les ingénieries locales sont insuffisamment armées.

EDF a présenté à la DSIN, en décembre 2000, un premier bilan des évolutions engagées en 1999 pour mieux encadrer et accompagner la politique de déconcentration des responsabilités vers les sites nucléaires, et les nouvelles actions envisagées. L'Autorité de sûreté a noté que ces évolutions récentes répondent dans leur principe aux points faibles relevés ; il est cependant prématuré de porter un jugement sur leur efficacité.

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 (§ 3.1), l'arrêté du 10 août 1984, relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base, donne un cadre général aux dispositions que l'exploitant de toute installation nucléaire de base doit prendre pour concevoir, obtenir et maintenir une qualité de son installation et des conditions de son exploitation, 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 ;
- des documents appropriés permettent d'apporter la preuve des résultats obtenus ;
- l'exploitant exerce une surveillance de ses prestataires et une vérification du bon fonctionnement de l'organisation adoptée pour garantir la qualité.

13.2 Présentation par EDF de ses politique et programme d'assurance de la qualité

Dans le cadre de sa vocation industrielle et de sa mission de service public de production d'électricité, il incombe à EDF de garantir une conception, une réalisation et une exploitation de son parc nucléaire qui soient sûres et performantes tant sur le plan technique que sur le plan économique. La politique qualité contribue à relever cet enjeu et permet d'apporter les preuves nécessaires pour établir la confiance, condition de l'acceptation du nucléaire par la communauté.

Il en résulte trois objectifs :

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

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

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

La nécessité de garantir la sûreté a conduit EDF, pour les centrales nucléaires, à développer un système qualité basé sur :

- la compétence du personnel ;
- l'organisation du travail ;
- la formalisation des méthodes.

L'expérience acquise amène à faire évoluer le système qualité sur les points suivants :

- la vision globale de toute activité ;
- la réflexion préalable ;
- la nécessité d'appliquer, de façon modulée, les prescriptions du système qualité aux activités importantes pour la sûreté, la disponibilité, la maîtrise des coûts et la gestion des ressources humaines.

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

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

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

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

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

Les activités importantes vis-à-vis des enjeux du parc sont identifiées. Chaque activité fait l'objet d'une analyse préalable. Cette analyse porte sur les difficultés inhérentes à l'activité et sur les conséquences (en particulier concernant la sûreté) induites par les défaillances possibles à chacune des étapes de sa réalisation.

Ainsi sont mises en évidence les caractéristiques de qualité essentielles à l'activité et notamment le niveau de qualité requis. Les dispositions d'assurance de la qualité adaptées en découlent, en particulier les méthodes et procédures préétablies à respecter. Ces dispositions préétablies sont un outil à l'usage de l'acteur. Par son attitude interrogative et ses propositions d'amélioration, l'acteur responsable contribue à perfectionner cet outil.

13.2.4 Doter EDF de l'organisation et des moyens adaptés

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

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

Pour s'assurer de la qualité des prestations, EDF exerce une surveillance sur les activités confiées à ses prestataires. Cette surveillance ne décharge pas le prestataire de ses responsabilités contractuelles, et notamment de celles relatives à l'application des règles d'assurance qualité. Les contrats entre le donneur d'ordre et ses prestataires définissent clairement les responsabilités de chacun et les exigences applicables.

13.2.5 Garantir la qualité à EDF par des contrôles adaptés

La qualité d'une activité repose d'abord sur les acteurs. Des processus de contrôle apportent la garantie de cette qualité. Ils portent sur le respect des exigences définies lors de l'analyse préalable et sur la maîtrise d'ensemble de l'activité et les interfaces.

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

Partie C - Article 13 : Assurance de la qualité

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

Cet ensemble participe de la défense en profondeur.

13.2.6 Attester la qualité à EDF par la traçabilité

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

13.2.7 Anticiper, prévenir et progresser à EDF

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

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

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

13.3 Présentation par le CEA de ses politique et programme d'assurance de la qualité

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

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

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.

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.

Partie C - article 13: assurance de la qualité

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.

Chaque année 5 à 10 audits internes, 1 ou 2 audits externes et 15 à 20 audits sur les fournisseurs et les prestataires sont effectués à l'installation Phénix.

Les thèmes principaux abordés lors des audits sont :

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

13.4 L'analyse de l'Autorité de sûreté

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

13.4.1 Analyse de la situation à EDF

Les opérations de maintenance des réacteurs électronucléaires sont, dans leur grande majorité, sous-traitées par EDF à des entreprises extérieures. L'ASN est quant à elle chargée, en application de l'arrêté ministériel du 10 août 1984, de contrôler qu'EDF exerce toujours sa responsabilité sur la sûreté de ses installations par la mise en place d'une démarche qualité concernant notamment la surveillance de ses prestataires.

A ce titre, l'ASN a mis en place en 2000, en plus des inspections classiques, des inspections de chantiers spécifiques, effectuées par les inspecteurs des DIN. Ces contrôles portent sur la qualité de la préparation et de la réalisation des opérations, ainsi que sur la prise en compte des risques en matière d'incendie, de contamination ou d'irradiation liés au chantier.

De mauvaises conditions de travail peuvent également avoir des conséquences sur la sûreté. C'est pourquoi, en 2000, l'ASN a également réalisé une collecte d'informations auprès d'EDF sur la surveillance des prestataires et leurs conditions de travail. Cela a permis de mettre en évidence les difficultés d'EDF à atteindre les objectifs affichés dans sa « charte de progrès » signée avec les entreprises prestataires pour améliorer notamment la visibilité des plans de charge de ces dernières. Ainsi, si un tiers des commandes aux prestataires est passé avec une anticipation supérieure à deux mois, un autre tiers est émis moins de deux mois avant l'arrêt, le solde faisant l'objet d'une commande après le début de l'arrêt. L'anticipation reste donc insuffisante, ce qui peut se traduire par des pressions importantes sur les personnels pendant un arrêt de tranche.

Les constats effectués lors des inspections de chantiers et l'exploitation des premières données collectées auprès d'EDF montrent que la vigilance reste nécessaire sur les relations entre EDF et ses prestataires.

13.4.2 Analyse de la situation au CEA

En 1999, l'organisation du CEA en matière de sûreté nucléaire et de qualité a fait l'objet d'un examen approfondi par l'ASN et ses appuis techniques. Pour faire suite aux recommandations émises par les

Partie C - Article 13 : Assurance de la qualité

Groupes permanents d'experts pour les réacteurs et pour les usines, l'ASN a demandé au CEA des précisions sur les responsabilités, les fonctions respectives, la répartition des moyens et les outils d'évaluation des acteurs des lignes d'action et des lignes de contrôle. Ont également fait l'objet de demandes d'amélioration des points particuliers liés à la prise en compte de la sûreté dans le cadre de la conduite des projets, à l'indépendance des équipes de radioprotection des sites par rapport aux équipes d'exploitation, à l'amélioration de la qualité d'exploitation de certaines installations de traitement de déchets et d'effluents. En 2000 l'ASN a pris note de l'avancement du plan d'action du CEA en matière de sûreté fourni en réponse aux questions posées. L'ASN a également poursuivi son travail d'évaluation du système d'autorisations internes mis en place par le CEA en 1998.

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 électronucléaires

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

L'octroi de l'autorisation de création d'un réacteur nucléaire repose sur l'analyse par le GPR d'un rapport préliminaire de sûreté remis par l'exploitant à l'appui de sa demande. L'autorisation de mise en service est subordonnée à l'examen par le GPR d'un rapport préliminaire 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 présenté en 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'IPSN.

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'Autorité de sûreté dont les modalités sont présentées au § 7.3.2.

14.1.3 Les visites décennales des réacteurs

La réglementation des appareils à pression exige que, après dix ans de fonctionnement, la chaudière fasse l'objet d'une visite complète et d'une requalification comprenant 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.

14.1.4 Réexamens de sûreté des réacteurs

14.1.4.1 Les réévaluations de sûreté

Afin de prendre en compte à la fois l'effet du temps sur les installations et l'évolution des attentes en matière de sûreté, la DSIN a demandé à EDF, outre l'analyse permanente du retour d'expérience, de procéder à une réévaluation de sûreté sur chaque palier, à intervalles réguliers.

Cette disposition est prévue par les textes réglementaires. En effet, l'article 4 du décret du 19 juillet 1990, modifiant le décret de base du 11 décembre 1963, a introduit un article 5 qui stipule notamment que les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie "peuvent conjointement demander à tout moment à l'exploitant de procéder au réexamen de la sûreté de l'installation".

La réévaluation de sûreté comporte une phase d'étude dont l'objectif est de reprendre l'analyse de sûreté d'un ensemble de réacteurs par comparaison avec un palier plus récent et en utilisant des méthodes et des outils d'analyse nouveaux (codes, études probabilistes de sûreté). Cette phase d'étude débouche sur des modifications à mettre en œuvre par exemple au cours des deuxièmes visites décennales des réacteurs par réalisation d'un lot de modifications dit "lot VD2", permettant d'améliorer le niveau de sûreté des réacteurs et en particulier des plus anciens.

Pour le réacteur Phénix, une telle réévaluation de sûreté est actuellement en cours. Elle devrait permettre à l'ASN de se prononcer sur la poursuite de l'exploitation du réacteur, pour une durée en tout état de cause limitée.

14.1.4.2 Les examens de conformité des réacteurs

La réévaluation de sûreté est accompagnée de la réalisation, sur tous les réacteurs, d'un examen de conformité par rapport à l'état de réalisation de référence, notamment pour les parties d'installation peu contrôlées durant l'exploitation normale ou touchées par une évolution des règles et doctrines de sûreté (agressions internes et externes par exemple).

Par ailleurs un examen de conformité est mis en œuvre sur les réacteurs à eau sous pression, qui a pour objectif de vérifier, sur un nombre limité de thèmes, la conformité des installations à l'état de réalisation de référence du palier défini par EDF lors de l'instruction du dossier de réévaluation.

14.1.5 Réévaluations thématiques concernant les réacteurs

14.1.5.1 Demande concernant la protection contre les inondations

A la suite de l'inondation partielle de la centrale du Blayais, associée à la tempête du 27 décembre 1999, qui avait provoqué le noyage de certains matériels importants pour la sûreté du réacteur, l'ASN a entrepris de tirer les enseignements de cet incident, afin d'améliorer la protection de l'ensemble des

réacteurs du parc nucléaire français contre ce risque. Dans cette optique, en mars 2000, l'Autorité de sûreté a demandé à EDF d'établir un bilan, sur l'ensemble des sites, des dispositions constructives, matérielles et organisationnelles existantes destinées à faire face à une arrivée d'eau sur le site et de lui présenter les résultats de cet état des lieux. L'Autorité de sûreté a donné la priorité aux sites du bord de Loire, ainsi qu'au site de Gravelines, à proximité de Dunkerque. Sur la base de la hauteur d'eau millénaire, qui est comparée à la cote de calage des bâtiments de l'îlot nucléaire, la DSIN a demandé à EDF de lui proposer des protections adéquates telles que des digues, des murets, des dispositifs d'alerte..., qui seront ensuite examinées et validées avant leur mise en œuvre.

14.1.5.2 Demande concernant la protection contre les séismes

L'année 2000 a été marquée par l'achèvement de la rédaction de la nouvelle règle fondamentale de sûreté, destinée à remplacer l'ancienne RFS I.2.c, qui préconise une méthode pour la détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations nucléaires de base, en fonction des données les plus récentes dans les domaines de la géologie et de la sismologie. Cette RFS, dont la première version datait de 1981, fait apparaître, dans sa nouvelle version, une méthode de détermination de spectre de sol caractéristique des séismes maximaux historiquement vraisemblables et des séismes majorés de sécurité, qui servent pour le dimensionnement des bâtiments, ainsi que la prise en compte des paléoséismes (séismes qui n'apparaissent pas dans les archives historiques mais au travers d'indices géologiques) et des effets de site.

Après une période probatoire en 1999, au cours de laquelle EDF a évalué l'impact de ce projet sur les installations nucléaires existantes et au terme d'un nouvel examen par les Groupes permanents en 2000, la règle fondamentale de sûreté a été définitivement adoptée le 16 mai 2001.

14.1.5.3 Demande concernant les logiciels

Une nouvelle règle fondamentale de sûreté, la RFS II.4.1.a relative aux logiciels des systèmes électriques classés de sûreté des REP, a été adoptée par décision du directeur de la DSIN du 15 mai 2000. Cette RFS s'appliquera aux nouveaux réacteurs et, dans les années à venir, aux réacteurs en exploitation dans le cadre de la rénovation de leur contrôle-commande.

14.1.5.4 Demande concernant les études probabilistes de sûreté

L'Autorité de sûreté a engagé la rédaction d'une règle fondamentale portant sur les études probabilistes de sûreté (EPS). Ses objectifs sont de définir les domaines dans lesquels les outils probabilistes peuvent apporter une aide à la décision et de préciser les méthodes approuvées afin de faciliter l'interprétation contradictoire des résultats, sans pour autant constituer un obstacle au développement des connaissances. Une première version de cette RFS existe à l'état de projet depuis fin 2000.

14.1.5.5 Demande concernant la maîtrise du risque de criticité

A la suite de l'incident de Tokai-Mura en 1999, l'ASN a demandé aux exploitants nucléaires de faire l'état des connaissances actuelles concernant la maîtrise du risque de criticité dans les installations nucléaires.

14.1.5.6 Demande concernant la protection contre l'incendie

L'ASN a demandé à EDF de réaliser sur ses différentes installations nucléaires les modifications nécessaires afin de les mettre en conformité avec la RFS V.2.j relative à la protection des REP contre l'incendie. La réévaluation de sûreté correspondante a conduit EDF en 1994 à la définition d'un "plan d'action incendie" sur les réacteurs des paliers 900 MWe et 1300 MWe. L'Autorité de sûreté a demandé à EDF de hâter la mise en œuvre effective de ce plan.

14.1.5.7 Demande concernant le réacteur de recherche Phénix

Après plus de 20 années de fonctionnement, l'ASN a souhaité qu'un point d'ensemble soit fait sur l'état de sûreté du réacteur. Les problèmes à traiter sont de deux types, classiquement rencontrés dans les installations vieillissantes :

- les matériels ayant vieilli en service, il convient d'en estimer la marge d'utilisation restant disponible pour un fonctionnement prolongé ;
- les normes de sûreté et les règles de construction ayant évolué, la sûreté de l'installation doit être réévaluée en conséquence.

14.2 Présentation par EDF des évaluations et vérifications de sûreté réalisées

14.2.1 Examen initial par EDF

Le rapport de sûreté indique et justifie auprès de l'Autorité de sûreté les dispositions retenues à chaque étape de la vie de l'installation (conception, construction, mise en service, exploitation et déconstruction) pour respecter la réglementation et garantir la sûreté. Il rassemble tous les renseignements permettant de vérifier que tous les risques (d'origine nucléaire ou non) et toutes les possibilités d'agression (d'origine interne ou externe) ont bien été pris en compte et qu'en cas d'accident la protection du personnel, de la population et de l'environnement est correctement assurée par les moyens mis en place. Ce rapport tient compte des caractéristiques propres au site et à son environnement (météorologie, géologie, hydrologie, environnement industriel...).

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

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

14.2.2 Réexamen de sûreté par EDF

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

La première mise en œuvre de ce réexamen a été engagée en 1988 pour les réacteurs les plus anciens du parc, soit Fessenheim et le Bugey (palier CP0). Il s'agissait notamment d'effectuer une analyse de ces tranches en les comparant au palier CP1-CP2 afin d'obtenir un niveau de sûreté global comparable à celui des tranches du palier 900 MWe CP1-CP2. Le réexamen de sûreté a ensuite été engagé sur le palier CP1-CP2 puis sur le palier 1300 MWe préalablement à la réalisation des secondes visites décennales selon une démarche approuvée par l'Autorité de sûreté.

Cette démarche comporte trois phases :

- une description du référentiel des exigences de sûreté constitué par un ensemble de règles, critères et spécifications applicables à un palier technique ;

- une démonstration de la conformité de l'état standard de réalisation du palier au référentiel des exigences de sûreté, puis la vérification de la conformité des tranches à l'état standard de réalisation ;
- 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, avec identification éventuelle des modifications à apporter à l'état standard de réalisation du palier au cours de la visite décennale (VD).

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

Description du référentiel de sûreté (RDS)

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 RDS 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 RDS édition VD2.

Examen de conformité par EDF

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

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

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

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

- de compléments d'analyse portant sur la démonstration de sûreté de l'installation de référence ;
- de contrôles spécifiques à appliquer sur les tranches réelles, ceci venant en complément des dispositions de surveillance préexistantes. Pour les VD2 ces contrôles se composent d'un programme d'«examen de conformité» et d'un «programme d'investigations complémentaires» (PIC).

Le programme d'examen de conformité est constitué d'un ensemble de contrôles spécifiques ou d'actions ciblées portant sur des thèmes relevant d'exigences de sûreté (classement des matériels IPS, qualification aux conditions accidentelles, grand froid, tenue au séisme, risque d'inondation, risque de rupture de tuyauterie haute énergie...) et permettant d'établir dans certains domaines un «point zéro» de l'état des installations (ex : génie civil). La mise en œuvre de ce programme permet d'identifier des écarts dont le traitement répond à l'importance de l'écart sur le plan de la sûreté, de se positionner sur la conformité des tranches, mais aussi, de contribuer à l'émergence d'enseignements utiles au renforcement de la maîtrise de la conformité des installations, avec l'objectif d'en assurer la pérennité. La maîtrise d'œuvre en a été placée sous la responsabilité de chaque CNPE, avec un pilotage stratégique au niveau de la direction du CNPE et une équipe projet ayant à sa tête un pilote opérationnel.

Les actions de contrôles correspondantes ont été menées dans la période 1997-2000 sur le palier 900 MWe en s'appuyant sur un premier REX issu des sites têtes de série (Tricastin et Fessenheim). Elles ont été engagées début 1999 sur le palier 1300 MWe (sites têtes de série Paluel et Cattenom) avec une échéance de fin de contrôles fixée à fin 2002 pour le P4 et fin 2003 pour le P'4.

Le PIC correspond à des contrôles non destructifs (CND) répartis sur plusieurs tranches et réalisés lors des visites décennales. Son objectif est de confirmer la validité des hypothèses (modes de dégradation) sur lesquelles reposent les PBMP (en cours de mise en œuvre sur le palier 900 MWe, sa définition est engagée pour le palier 1300 MWe).

Evaluation du référentiel par EDF

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

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

14.2.3 Réexamens thématiques par EDF

14.2.3.1 Protection contre les inondations

A la suite de l'inondation partielle du site du Blayais, due à la conjonction de phénomènes météorologiques exceptionnels, EDF a mis en place une organisation, ainsi qu'un plan d'action associé, de manière à tirer les enseignements de cet incident pour le Blayais et l'ensemble des sites français. Une première phase d'études a consisté à faire l'inventaire des hypothèses de conception (que ce soit sur la modélisation des crues, l'influence du vent ou la remontée des nappes phréatiques) et l'inventaire exhaustif des cheminements potentiels de l'eau lors de la submersion du site, ainsi que la « remise à plat » des procédures de conduite en cas d'inondation et des dispositifs d'alerte. Cette phase s'est conclue par une revue de conception tenue en juin 2000.

Concernant la centrale du Blayais, un certain nombre de mises à niveau ont déjà été effectuées ou sont en cours : rehaussement de la digue et mise à niveau des ouvrages en fonction de la nouvelle hauteur d'eau maximale réactualisée ; mise en place d'un dispositif tenant compte des phénomènes de houle et de vent ; amélioration de la procédure de conduite dédiée, qui s'appuie sur un système d'alerte à deux niveaux : une pré-alerte pour l'anticipation et une alerte pour le repli des tranches.

Concernant l'ensemble des autres sites, un programme de travail a été défini pour réexaminer de façon similaire la protection contre les risques d'inondation. Une sélection de sites à traiter en priorité est faite principalement sur le critère de positionnement de la plate-forme par rapport à la cote majorée de sécurité.

L'existence de procédures en cas d'inondation est un élément contribuant à la protection des sites et des routes d'accès. Une évolution de l'étendue de la protection du dispositif «H5», mis en œuvre notamment sur les sites en bord de Loire, est engagée pour tenir compte de nouveaux phénomènes pouvant conduire à une arrivée d'eau sur le site (remontée de la nappe phréatique, rupture de bassins de rétention d'eau...).

14.2.3.2 Protection contre les séismes

Les spectres de sol d'un certain nombre de sites nucléaires considérés comme pilotes ont été réévalués sur la base des nouvelles exigences définies dans le projet de RFS : prise en compte, en particulier, des effets de site, de la notion de familles de failles et de paléoséismes. Aucun dépassement significatif n'a été constaté par rapport aux spectres de sol retenus à l'origine pour le dimensionnement des tranches REP.

Le premier exercice pour EDF sera celui du réexamen de sûreté VD2 1300 MWe. L'enjeu essentiel est celui des VD3 900 MWe, pour lesquelles des avancées méthodologiques sont attendues, notamment pour mieux apprécier la réalité des effets des séismes superficiels de faible magnitude.

14.2.3.3 Etudes probabilistes de sûreté (EPS)

Dans le cadre des discussions concernant la rédaction d'une RFS portant sur les évaluations probabilistes de sûreté, EDF a fourni des arguments pour appuyer sa politique d'utilisation des EPS qui vise à "donner une priorité aux efforts sur les points faibles vis-à-vis de la sûreté", mais aussi à "utiliser de façon optimale les tranches, et leurs ressources, et à évaluer les conservatismes et, le cas échéant, à réduire les exigences inutiles".

14.2.3.4 Maîtrise des risques de criticité

A la suite de l'incident de Tokai-Mura, une revue technique a permis de faire l'état des connaissances actuelles concernant la maîtrise du risque de criticité dans les centrales nucléaires d'EDF.

Cette revue a montré que le risque de criticité était globalement bien maîtrisé pour les phases de réception, de stockage et d'évacuation du combustible, tout comme pour les opérations de réparation des assemblages combustibles.

Par contre les opérations de renouvellement du combustible, et particulièrement les opérations de rechargement, apparaissent plus sensibles vis-à-vis du risque de criticité.

La prise en compte de ce risque peut être améliorée dans les procédures de manutention en renforçant la rigueur du contrôle du bon déroulement du plan de chargement du combustible.

14.2.3.5 Protection contre l'incendie

Concernant le palier CPY, après la première opération réalisée au Blayais en 1999 puis sur Tricastin 2 durant l'été 2000 avec succès, le basculement de la sectorisation des principaux bâtiments vient d'être effectué à Dampierre 1 sans difficultés particulières, ce qui met en évidence la bonne maîtrise technique acquise désormais sur ce dossier. Conformément à la demande de l'Autorité de sûreté, la faisabilité de la fin de réalisation anticipée du plan d'action incendie (PAI) sur les tranches CPY pour la fin 2006 a été confirmée.

Sur le palier CP0, l'avancement global est d'environ 90% pour une fin de réalisation en 2003.

Sur les paliers 1300 MWe, les travaux d'anticipation pour la tête de série Paluel 3 ont débuté en septembre (détection incendie hors bâtiment réacteur). Les interventions sur les traversées et le remplacement des clapets coupe-feu sont en cours.

L'anticipation de la tête de série du palier 1300 MWe P'4 (Cattenom 4) va induire des contraintes d'études plus importantes que celles déjà détectées et prises en compte. Cet effet est encore accentué par les anticipations de modifications spécifiquement liées au PAI.

14.3 Présentation par le CEA des évaluations et vérifications de sûreté réalisées

Le réacteur Phénix, construit et exploité par le CEA, est un réacteur de recherche pour la démonstration de la filière dite à neutrons rapides. Il est implanté sur le site de Valrhô (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.

Par ses caractéristiques et ses performances, cette installation constitue un outil considéré comme indispensable par le Commissariat à l'énergie atomique pour mener à bien les programmes de recherche sur la combustion du plutonium (programme CAPRA) et l'incinération des actinides et des radionucléides à vie longue dans le cadre de la loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur les déchets radioactifs.

La centrale Phénix est soumise aux mêmes exigences que les autres réacteurs électronucléaires français. Dans ce contexte les études et les travaux liés à la révision décennale en cours constituent une véritable cure de jouvence des fonctions de sûreté de la centrale du CEA.

La période d'exploitation en cours est constituée d'une succession d'arrêts et de phases de divergence et de fonctionnement.

Phénix, réacteur de recherche, est mis à profit, pendant cette période, pour tirer le maximum d'informations sur le comportement et le vieillissement des composants structuraux du cœur et des différents circuits de l'installation et pour en estimer l'impact sur la durée de vie du réacteur.

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

Les actions en cours sont contrôlées par l'Autorité de sûreté dont l'appui technique analyse tous les dossiers présentés. De nombreuses visites de surveillance de l'Autorité de sûreté ont lieu durant cette période de vérification et de remise à niveau.

Les résultats des observations, des examens, des études et des actions entreprises seront soumis au Groupe permanent d'experts pour les réacteurs.

Tous les travaux en cours concernent la sûreté et couvrent tous les secteurs de l'installation :

- La tenue aux séismes : tous les ouvrages ont fait l'objet d'études et de diagnostics. Des solutions de renforcement ont été définies et réalisées. Les différents bâtiments (les bâtiments du réacteur, de la salle des machines, des manutentions et des générateurs de vapeur) ont été renforcés en 1999 et 2000 et, le cas échéant, désolidarisés les uns des autres.

D'autre part des dispositifs anti-fouettement ont été installés sur des tuyauteries à haute pression d'eau et de vapeur.

Enfin, le circuit de refroidissement d'ultime secours a été remplacé par un nouveau circuit, comprenant deux files indépendantes, pour garantir son fonctionnement en cas de séisme : travaux de génie civil et d'installation en 1999 et 2000, essais en 2001.

De plus, des améliorations ont été apportées : implantation d'un système d'arrêt complémentaire et abaissement du seuil d'arrêt automatique en cas de séisme.

Les calculs de réévaluation sismique des bâtiments ont pris en compte l'impact de la nappe phréatique. L'influence d'une crue du Rhône et le risque d'inondation en cas de séisme ont été analysés : ni l'une ni l'autre de ces deux situations ne pénalisent l'installation.

- Les circuits de sodium : différentes mesures ont été définies pour limiter au maximum les conséquences d'un éventuel feu de sodium, notamment en cas de rupture de circuits liée à un séisme. Afin de réduire les conséquences d'un séisme, mais également pour augmenter la sûreté du réacteur vis-à-vis d'autres incidents, le bâtiment des générateurs de vapeur a été « cloisonné » pour réduire les zones pouvant être touchées par un éventuel feu de sodium, pour séparer les « zones sodium » des « zones vapeur » et pour limiter le feu par manque d'oxygène.

- Les structures du cœur et du réacteur : les études effectuées ont conclu que l'endommagement dû au vieillissement et au fonctionnement passé restait négligeable et laissait des marges suffisantes. Des examens et des contrôles supplémentaires des structures internes du réacteur ont été décidés et réalisés : les résultats confirment le bon état général de l'installation. On citera :
 - le contrôle de la virole conique : cette structure supporte le cœur dans la cuve du réacteur et ses soudures ne sont pas directement inspectables. Un appareil à ultrasons embarqué par un robot, capable de se déplacer entre la cuve et la double enveloppe du réacteur, a été utilisé pour ce contrôle ;
 - l'examen du "bouchon couvercle cœur" : deux caméras embarquées sur un mât télescopique ont permis cet examen.
- Les autres composants : des expertises faites sur les échangeurs intermédiaires, les circuits, les générateurs de vapeurs... ont conduit à définir un programme de rénovation ou de remplacement de certains composants. Les travaux de maintenance et de réparation des échangeurs et des générateurs de vapeur se sont déroulés en 1999 et 2000. Des examens et des travaux de rénovation complémentaires se poursuivent en 2001.

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

Le personnel de la centrale, aidé par plus de six cents prestataires, aura réalisé plus d'une centaine de lots d'activités. Tous ces travaux et modifications amèneront la sûreté du réacteur au niveau attendu afin de permettre les campagnes d'irradiations expérimentales prévues.

14.4 L'analyse de l'Autorité de sûreté

14.4.1 Analyse des mesures prises par EDF

14.4.1.1 Analyse des réévaluations de sûreté

En 2000, la DSIN a confié à l'IPSN une mission d'évaluation des rapports de sûreté standard pour chaque palier CP0 et CP1-CP2 (réacteurs de 900MWe), incluant les modifications du lot VD2. En parallèle, elle a lancé une consultation du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs qui se réunira fin 2001 pour prendre position sur cette nouvelle édition des rapports de sûreté, et sur l'alignement du palier CP0 par rapport au palier CP1-CP2, ce qui permettrait de les considérer comme équivalents du point de vue de la sûreté, et de clore ainsi l'exercice sur le palier 900 MWe.

La DSIN a approuvé en avril 1999 le programme initial des études relatives à la réévaluation de sûreté des réacteurs de 1300 MWe. Ce programme, qui a fait l'objet d'une présentation au Groupe permanent pour les réacteurs, est largement inspiré de celui adopté pour le réexamen du palier 900 MWe. Des thèmes nouveaux ont cependant été introduits, comme par exemple la radioprotection ou les risques de bipasse de l'enclume de confinement.

La réévaluation du référentiel d'exigences de sûreté sera réalisée par rapport au référentiel le plus récent (palier N4), en prenant en compte en particulier le retour d'expérience du réexamen du palier 900 MWe.

En 2000, la DSIN a lancé la consultation du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs afin de prendre position sur les études menées par EDF, dont les premiers résultats commencent à voir le jour. Cette consultation, qui nécessitera deux à trois réunions sur trois ans, devra permettre de statuer sur l'ensemble des thèmes du réexamen, en particulier quant à la nécessité de réévaluer pour chacun d'entre eux le référentiel ainsi que sur les modifications qui en découleront.

14.4.1.2 Analyse des examens de conformité

L'évaluation par l'ASN de l'examen de conformité achevé en 2001 sur les réacteurs têtes de série 900 MWe (Tricastin 1 pour le CP1-CP2 et Fessenheim 1 pour le CP0) et l'observation du lancement de l'examen de conformité sur les autres réacteurs ont mis en évidence de nombreuses difficultés. Celles-ci sont liées au retard pris par les services d'ingénierie d'EDF pour définir le référentiel documentaire nécessaire aux sites pour procéder aux vérifications, notamment :

- la liste des matériels classés importants pour la sûreté (IPS) à partir de leur repère fonctionnel ;
- le recueil de prescriptions à respecter dans les gammes d'intervention pour assurer la pérennité de la qualification des matériels aux conditions accidentelles ;
- le choix des pièces de rechange.

Après exploitation des résultats sur les sites têtes de série, plusieurs défauts ont été relevés, dont certains se sont avérés génériques et doivent être corrigés. Il s'agit par exemple de la non-conformité des roulements de pompes de circuits de sauvegarde qui remet en cause la qualification de ces matériels, pour lesquels un plan d'action a été mis en œuvre, ou bien des anomalies des fixations de matériels IPS au génie civil, qui remettent en cause leur tenue en cas de séisme.

En ce qui concerne la qualification aux conditions accidentelles et surtout sa pérennisation, la DSIN a engagé au premier semestre 2000 une campagne d'inspections qui concerne les réacteurs tous paliers confondus ainsi que les services centraux de l'exploitant intervenant dans les domaines de la qualification et de la gestion des pièces de rechange.

Les premiers résultats de ces inspections montrent que des disparités entre les sites existent quant à l'application des prescriptions internes à EDF. Cela est principalement dû au retard pris par les services centraux pour définir clairement les modalités de gestion des pièces de rechange ainsi que les prescriptions liées à la maintenance des matériels concernés.

En ce qui concerne l'examen de conformité des réacteurs du palier 1300 MWe, la DSIN a approuvé globalement après analyse le programme proposé par EDF, tout en formulant un certain nombre d'observations et de recommandations. Principalement, elle a demandé une amplification du volume des contrôles en matière d'ancrage au génie civil, compte tenu des non-conformités relevées sur le palier 900 MWe et d'incidents déclarés par EDF.

Les sites têtes de série pour cet exercice, qui feront l'objet dans les années à venir d'un suivi tout particulier de l'ASN, sont Paluel pour le palier P4 et Cattenom pour le palier P'4.

14.4.1.3 Analyse des visites décennales

La deuxième visite décennale du réacteur 1 de Fessenheim, commencée fin 1999, s'est achevée en janvier 2000. A la fin de cet arrêt, l'ASN a déclenché une inspection dite "de revue" avant le redémarrage du réacteur, mobilisant une dizaine d'inspecteurs sur trois jours complets. Au cours de celle-ci, ils ont vérifié en particulier la réalisation des modifications du lot VD2. Cette inspection a fait apparaître la nécessité de revoir les pratiques de gestion des modifications entre les différents acteurs, afin de mieux les surveiller.

De même, Fessenheim 2 et Tricastin 2 ont connu leur deuxième visite décennale comprenant pour la première fois la totalité des modifications du lot VD2. Enfin, le réacteur 2 du Bugey a commencé la sienne en fin d'année 2000. Ces deuxièmes visites décennales ont aussi été l'occasion de vérifier, dans le cadre de la réévaluation de sûreté, la conformité des installations concernées au référentiel des exigences de sûreté initiales.

Vers les troisièmes visites décennales

L'ASN considère que franchir l'étape des 30 ans d'exploitation ne pourra se faire que sur la base d'une connaissance précise de l'état des réacteurs et de l'analyse de la capacité de l'exploitant à poursuivre le cas échéant leur exploitation. Elle souhaite donc disposer à l'issue des 3^{èmes} visites décennales (VD3) des réacteurs, qui auront lieu dans une dizaine d'années, des éléments nécessaires pour se prononcer sur la poursuite de leur exploitation dans des conditions de sûreté satisfaisante.

14.4.2 Analyse des mesures prises pour le réacteur Phénix

Les principaux travaux, présentés au § 14.3, qui concernent le renforcement de la tenue au séisme, la protection incendie, la vérification des marges concernant l'intégrité des structures et des composants, illustrent l'ampleur des actions entreprises pour permettre une poursuite de l'exploitation de Phénix dans des conditions acceptables de sûreté.

Les opérations de contrôle et de jouvence en cours sont conduites sous la surveillance de l'Autorité de sûreté pour le compte de laquelle l'IPSN analyse tous les dossiers présentés par l'installation. De nombreuses visites de surveillance de l'Autorité de sûreté ont lieu durant cette période de vérification et de remise à niveau.

Le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs s'est réuni en juillet 2001 pour regarder, à la demande de la DSIN, le programme de réparation des générateurs de vapeur. Il doit se réunir de nouveau en septembre 2001 pour examiner d'autres points sensibles : résultats des contrôles par ultrasons de la virole conique, programme de surveillance en exploitation du bouchon couvercle cœur, résultats des contrôles des soudures en partie haute de la cuve primaire.

Après achèvement des travaux de jouvence et avis du Groupe permanent, l'Autorité de sûreté sera en mesure de se prononcer sur l'autorisation de poursuite du fonctionnement du réacteur.

14.4.3 Analyse des réévaluations thématiques

14.4.3.1 Analyse de la protection contre les inondations

Au cours de l'année 2000, l'ASN, avec l'appui de l'IPSN, a examiné les mesures proposées par EDF pour améliorer la protection contre les inondations d'origine extérieure de la centrale du Blayais.

La DSIN considère qu'il n'est pas acceptable qu'une inondation d'origine externe provoque une entrée d'eau massive dans les bâtiments. Aussi, elle a indiqué à EDF qu'au titre de la défense en profondeur, outre les protections extérieures, des actions pour renforcer l'étanchéité des bâtiments et éviter les entrées d'eau dans les locaux sensibles étaient nécessaires. A titre d'exemple, ces mesures pourraient conduire EDF à mettre en place des seuils ou des batardeaux devant les locaux sensibles, ou à surélever certains équipements.

En parallèle, afin de tirer le retour d'expérience de l'inondation de la centrale du Blayais, l'ASN a organisé une inspection sur le site, qui a révélé notamment que les équipes de conduite n'étaient pas préparées à faire face à un incident qui pouvait affecter l'ensemble des réacteurs d'un site, qu'il était difficile de percevoir les phénomènes liés à la tempête à partir des informations disponibles en salle de commande, et que le site ne possédait pas de procédures de conduite adaptées pour gérer une telle situation de perte de sources électriques extérieures cumulée avec une inondation.

Sur tous ces thèmes qui concernent l'ensemble des réacteurs, la DSIN a prévu de consulter le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs au cours du deuxième semestre 2001 ; EDF a d'ores et déjà présenté un plan d'actions sur l'ensemble des sites en juin 2000.

14.4.3.2 Analyse de la protection contre les séismes

L'ASN suivra attentivement la mise en application aux différents sites d'EDF des dispositions de la nouvelle règle fondamentale de sûreté I.2.c promulguée le 16 mai 2001.

14.4.3.3 Analyse du risque de criticité

Un incident survenu au rechargement du réacteur Dampierre 1, en avril 2001, (non-respect du plan de chargement entraînant des erreurs de positionnement d'un certain nombre d'assemblages combustibles) montre que la défense contre le risque de criticité durant le rechargement en combustible doit être renforcée.

14.4.3.4 Analyse de la protection contre l'incendie

Constatant au fil des années une dérive des échéances du plan d'action incendie (PAI) mis en place par EDF, l'ASN a demandé en septembre 2000 à l'exploitant que la totalité des réacteurs soient mis en conformité à la fin 2006 au lieu de 2009 initialement prévu par EDF.

En plus de ce suivi du PAI, de nombreuses inspections sur le terrain sont effectuées, en insistant sur les aspects de prévention et de lutte contre l'incendie. Sur ces deux points, compte tenu des nombreux dysfonctionnements relevés et de leur caractère répétitif, l'ASN a considéré en 2000 qu'un important effort devra être fait par EDF pour améliorer la culture de sûreté concernant le risque d'incendie.

15. Article 15 : Radioprotection

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

15.1 La réglementation en radioprotection

15.1.1 Le cadre législatif et réglementaire de la radioprotection

Le cadre législatif et réglementaire actuel de la radioprotection est très composite ; il résulte de la juxtaposition de textes élaborés au cours des quarante dernières années.

Pour l'essentiel, les dispositions de portée générale sont définies par le code de la santé publique et par le décret n° 66-450 du 20 juin 1966, modifié en 1988 et en 1994, relatif aux principes généraux de protection contre les rayonnements ionisants. Ce décret transpose la directive européenne du 15 juillet 1980, modifiée le 3 septembre 1984, fixant les normes de base de radioprotection, elle-même fondée sur les recommandations de la CIPR (notamment la publication n° 26). Il a été une nouvelle fois modifié par le décret n° 2001-215 du 8 mars 2001 pour tenir compte de la directive européenne du 13 mai 1996, dont l'ensemble des dispositions sont en cours de transposition, dans le cadre tracé par l'ordonnance n° 2001-270 du 28 mars 2001, qui modifie les codes de la santé et du travail.

De nombreux règlements particuliers portent sur l'utilisation des sources de rayonnement à des fins médicales. D'autres traitent spécifiquement des questions de protection des travailleurs, en distinguant le cas des travailleurs des installations nucléaires (notamment le décret n° 75-306 du 28 avril 1975 modifié) et le cas des autres travailleurs (notamment le décret n° 86-1103 du 2 octobre 1986 modifié).

Les procédures d'autorisation ou de déclaration encadrant les pratiques mettant en œuvre des rayonnements ionisants sont très diverses et placées sous des autorités de contrôle différentes. On peut en citer quelques exemples :

- les INB, dont la création est autorisée par décret et les rejets d'effluents par arrêté interministériel, contrôlées notamment par l'ASN (inspecteurs des INB), les inspecteurs du travail et l'OPRI ;
- les installations classées pour la protection de l'environnement mettant en œuvre des substances radioactives, autorisées par arrêté préfectoral ou déclarées au préfet, et contrôlées par les DRIRE (inspecteurs des installations classées) et par les inspecteurs du travail ;
- les sources radioactives contenant des radioéléments artificiels à usage non médical, autorisées par le président de la Commission interministérielle des radioéléments artificiels (CIREA) ;
- les sources de rayonnements ionisants utilisées en biologie humaine, en médecine et en art dentaire, redevables, selon le cas, d'une déclaration auprès des DDASS, d'un agrément préfectoral, d'une autorisation du ministre de la santé ou de l'Agence française de sécurité sanitaire des produits de santé (AFSSAPS).

Le décret n° 94-604 du 19 juillet 1994 précise que l'Office de protection contre les rayonnements ionisants exerce les missions d'expertise, de surveillance et de contrôle propres à assurer la protection de la population contre les rayonnements ionisants. Pour conduire ses missions, l'OPRI s'appuie sur les limites fixées par les autorités conformément aux directives européennes, notamment la directive Euratom n° 96-29 du 13 mai 1996 qui établit les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultants des rayonnements ionisants et dont la transposition en droit français a été initiée en mars 2001. Elle est fondée pour une bonne part sur la recommandation n° 60 de la CIPR et introduit d'importantes évolutions parmi lesquelles on peut citer :

- une actualisation de la façon de calculer les doses, notamment par l'introduction du concept de dose efficace ;
- une réaffirmation et une actualisation de la définition des principes de justification, d'optimisation et de limitation des doses ;
- une réduction des limites de dose annuelles pour le public et les travailleurs, sauf les limites concernant l'exposition de la peau, des tissus et des extrémités, qui demeurent inchangées ;
- un encadrement de l'exercice des pratiques mettant en œuvre des rayonnements ionisants par un régime de déclaration ou d'autorisation, avec une actualisation des critères d'exemption ;
- de nouvelles dispositions pour les interventions en situation d'urgence ou en cas d'exposition durable.

Les limites fixées par ces normes sont :

- pour les *travailleurs exposés* : 100 mSv sur cinq ans en dose efficace avec une tolérance à 50 mSv sur une année ;
- pour les *personnes du public* : 1 mSv par an en dose efficace (décret n° 2001-215 du 8 mars 2001).

Elles sont en pratique d'ores et déjà prises en compte, en attendant la sortie des textes en préparation.

L'Office effectue des contrôles et assure une surveillance régulière pour vérifier que ces limites ne sont pas dépassées. Il s'agit essentiellement :

- du *suivi* systématique de la *dosimétrie* des travailleurs exposés, en particulier d'EDF et des entreprises associées, conformément aux décrets n° 75-306 et 86-1103 et à l'arrêté du 23 mars 1999 ;
- de la *surveillance de la radioactivité* dans l'environnement et autour des sites nucléaires pour lesquels est pratiqué un contrôle permanent des effluents liquides et gazeux rejetés par les installations pour vérifier que ceux-ci restent en deçà des autorisations accordées, ce qui garantit une dose pour le public inférieure à la limite autorisée.

15.1.2 Le cas des INB

Les INB font partie des «pratiques », au sens de la directive «normes de base », spécifiquement réglementées et surveillées en raison de risques d'exposition importante aux rayonnements ionisants. En particulier, l'exercice de telles pratiques est soumis à une autorisation préalable au titre de la radioprotection, assurée par les procédures définies par le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 modifié relatif aux installations nucléaires de base (autorisation de création ; cf. § 18.1.2) et le décret n° 95-540 du 4 mai 1995 relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des INB (rejets d'effluents radioactifs, cf. § 19.1.3). Dans le cadre de ces procédures, l'exploitant de l'INB apporte les justificatifs nécessaires démontrant le respect des principes généraux de radioprotection et des règles particulières dans ce domaine.

La protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants dans les INB est réglementée par le décret n° 75-306 du 28 avril 1975 modifié, ainsi que par plusieurs arrêtés ministériels pris pour son application. Ce décret impose 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...).

Outre les dispositions générales contenues dans le décret n° 66-450 du 20 juin 1966 modifié relatif aux principes généraux de protection contre les rayonnements ionisants, la prévention et la surveillance de l'exposition du public résultant du fonctionnement normal des INB sont réglementées par le décret du 4 mai 1995 mentionné précédemment. En vue d'obtenir une autorisation de rejeter des effluents

radioactifs, l'exploitant d'une INB doit démontrer que les effluents produits sont collectés et traités afin que les rejets soient maintenus aussi bas que raisonnablement possible, et estimer l'impact radiologique prévisible sur les populations les plus exposées (on parle de « groupes de référence ») afin de vérifier que les limites annuelles d'exposition seront respectées. La validité de cette démonstration est vérifiée par les services (ASN et DGS, avec l'appui de l'IPSN et de l'OPRI) chargés d'instruire la demande d'autorisation de rejets. Une fois l'autorisation de rejets accordée, une surveillance des rejets et de l'environnement est assurée, d'une part par l'exploitant dans le cadre de ses obligations réglementaires, d'autre part par les organismes chargés du contrôle du respect de la réglementation en la matière (inspecteurs des INB, OPRI).

Enfin la réglementation impose l'élaboration de plans d'urgence (plan d'urgence interne, établi par l'exploitant ; plan particulier d'intervention, établi par le préfet) définissant les organisations et les moyens destinés à maîtriser un accident, à en limiter les conséquences et à prendre les mesures adaptées pour protéger les personnes contre ses effets (cf. chapitre 16).

15.1.3 Autorisations de rejets

Comme indiqué au § 7.3.1.4, les arrêtés d'autorisation de rejets et de prélèvement d'eau sont en cours de renouvellement en application du décret n° 95-540 du 4 mai 1995. Dans ce but, l'ASN a engagé une démarche systématique auprès de tous les exploitants nucléaires pour réviser les autorisations relatives à tous les prélèvements d'eau et de rejets d'effluents, y compris les rejets de substances chimiques classiques. C'est conformément à cette démarche qu'ont été renouvelées les autorisations de prélèvements d'eau et de rejets d'effluents des centrales nucléaires de Saint-Laurent-des-Eaux, Flamanville, Paluel, Belleville et Saint-Alban. L'objectif de l'ASN est que la plupart des autorisations existantes soient revues à la baisse d'ici 2006.

Ces renouvellements sont l'occasion pour l'ASN de regrouper dans un seul texte l'ensemble des prescriptions qui étaient imposées par différents arrêtés, ministériels ou préfectoraux en fonction de la nature des rejets. Dans ce contexte, l'Autorité de sûreté a décidé de faire évoluer les prescriptions réglementant les rejets selon les principes suivants :

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

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

15.2 Présentation par EDF des mesures prises en radioprotection

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 individuelles. Les doses reçues par les intervenants peuvent résulter d'une contamination interne ou d'une exposition externe aux rayonnements. La politique d'EDF connue sous le nom de « centrale propre » fait que les cas de contamination interne sont rares et de faible gravité. L'essentiel des doses reçues étant ainsi imputable à l'irradiation externe, c'est elle qu'on s'attache à réduire.

Pour mieux optimiser et diminuer les doses des personnes exposées, EDF a lancé en 1992 une politique ALARA 1. Des gains importants ont alors été réalisés puisque la dose collective est passée de 2,4 homme.Sv par an et par tranche en 1992 à 1,08 en 2000. Cette diminution est aussi la conséquence des actions entreprises pour limiter la dose individuelle à 20 mSv par an dès 1999.

Pour atteindre l'objectif de 1 homme.Sv par an en 2001, EDF a lancé une nouvelle démarche ALARA mettant en œuvre le principe d'optimisation dans sa globalité, en s'appuyant notamment sur le développement du management de la radioprotection par la qualité.

Cette démarche se fonde sur trois axes de progrès.

- Réduire la contamination des circuits

La contamination des circuits est une des composantes de la dosimétrie dont la maîtrise doit également contribuer à diminuer les doses en fonctionnement et à l'arrêt. Dans ce cadre des actions sont mises en œuvre pour optimiser les facteurs d'exploitation, notamment par traitements chimiques et par filtration.

- Préparer les interventions en optimisant les doses

Le processus est le suivant :

- effectuer une évaluation dosimétrique prévisionnelle pour les opérations en zone contrôlée en termes de dose collective et individuelle ;
- classer ces opérations suivant l'enjeu dosimétrique (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 ;
- suivre en temps réel l'évolution de la dosimétrie collective et individuelle de ces opérations et analyser 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 doit intégrer l'évaluation dosimétrique individuelle et collective, le niveau d'analyse étant fonction de l'enjeu dosimétrique de l'opération. La phase d'optimisation consiste à faire baisser les doses évaluées préalablement.

Pour les chantiers à enjeu dosimétrique, 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. 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.

L'objectif de dose individuelle est l'indicateur permettant aux intervenants de détecter tout écart dosimétrique.

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

La dosimétrie opérationnelle mise en place à EDF au début des années 80 et devenue réglementaire par le décret du 24 décembre 1998, modifiant le décret n°75-306 du 28 avril 1975, permet de suivre en temps réel la dosimétrie des intervenants lors d'une opération et de visualiser les écarts par rapport aux objectifs fixés.

- Utiliser et diffuser le retour d'expérience

Les deuxièmes visites décennales du palier 900 MWe sont aussi l'occasion de regarder à la loupe les chantiers à fort enjeu dosimétrique afin d'en tirer tous les enseignements. L'optimisation est itérative et l'analyse du déroulement des opérations a posteriori doit permettre d'optimiser encore les interventions futures, tout en prenant en compte les critères économiques et sociaux qui sont l'autre volet de l'optimisation.

Pour limiter les doses auxquelles sont soumis les intervenants, EDF a anticipé la baisse de la limite annuelle à 20 mSv depuis 1999. De plus, des seuils d'alarme ont été mis en œuvre dans l'application de gestion dosimétrique à 16 et 18 mSv, permettant un suivi précis des personnes s'approchant des futures limites afin d'éviter tout dépassement.

15.2.2 Radioprotection du public

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

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

15.2.2.1 Rejets d'effluents

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

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

La réglementation générale définit notamment :

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

Les arrêtés propres à chaque site fixent en particulier :

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

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

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 (facteur 100) dont la contribution à l'impact sur l'environnement et sur la santé (dose) était, à l'origine, prédominante.

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

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

15.2.2.2 Surveillance de l'environnement

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

Chaque année, un suivi radioécologique est effectué sur tous les sites nucléaires en exploitation. Il s'inscrit dans un programme de suivi défini par un accord cadre établi avec l'IPSN. Ce suivi est réalisé sur l'ensemble du parc depuis 1992 et permet de disposer d'une vision spatiale et temporelle de l'impact des installations.

Par ailleurs un bilan décennal, comparable au « point zéro » effectué au moment de la mise en service de la première tranche d'un site est effectué. Tous les sites ont maintenant réalisé leur premier bilan décennal et les tranches CP0 en sont à leur deuxième bilan (Fessenheim en 1998, puis le Bugey en 1999).

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 Présentation par le CEA des mesures prises en radioprotection

Le suivi radiologique du personnel CEA est assuré sur le site de Valrhô par les équipes compétentes qui ont en charge l'attribution et le contrôle du film de chaque salarié du CEA. L'ensemble des valeurs relevées est communiqué à l'OPRI.

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

La surveillance de l'environnement est assurée, au niveau local, par une équipe Phénix qui dispose des enregistrements de 4 balises, et aussi par l'OPRI qui dispose sur le site d'une balise faisant partie intégrante de la surveillance nationale (voir § 15.5.2). Pour l'ensemble des installations de la centrale, les rejets gazeux, essentiellement des gaz rares, ne dépassent pas le centième des rejets autorisés en fonctionnement normal. L'impact dosimétrique est, en conséquence, très faible : largement inférieur à 0,1 μ Sv/an.

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

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

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 est démontrée par l'historique des doses sur le personnel de Phénix et sur le personnel des entreprises extérieures durant les 20 dernières années : aucun agent n'a reçu une dose annuelle supérieure à 20 mSv et la dosimétrie totale (personnel + prestataires) depuis l'origine est de 1,8 homme.Sv, soit une dose totale moyenne annuelle inférieure à 65 homme.mSv.

La dose totale peut varier d'une année sur l'autre en fonction des opérations en cours. 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.

Ces faibles valeurs soulignent aussi un des avantages de la conception intégrée des réacteurs à neutrons rapides dans laquelle les principales sources de rayonnement sont concentrées dans la cuve du réacteur.

15.4 Le contrôle réglementaire en radioprotection

Très généralement les activités de surveillance se répartissent entre contrôle de l'environnement général et contrôle de l'environnement autour des sites nucléaires industriels dont les centrales nucléaires.

15.4.1 Contrôle de l'environnement général

Le contrôle de l'environnement général est réalisé par le dispositif suivant :

- sept stations, dites *de référence*, situées en milieu rural et éloignées de toute activité nucléaire, font l'objet de mesures ou de prélèvements systématiques analysés en laboratoires : aérosols, eaux de pluie, rayonnement gamma ambiant, sol, végétaux, laits de vache, os (lapins) ;
- soixante-neuf stations réparties sur tout le territoire national surveillent essentiellement l'atmosphère des *centres urbains* : aérosols, eaux de pluie, rayonnement gamma ambiant ;
- un réseau de surveillance des *eaux continentales* (rivières, nappes phréatiques, mer) contrôle leur radioactivité. En outre, le réseau *Hydrotéléray* contrôle en continu les cinq fleuves sur lesquels sont implantés des sites de centrales nucléaires. Ce réseau sera complété par la suite par un ensemble de stations *Téléhydro* plus simples ;
- une surveillance de la *chaîne alimentaire* est effectuée tous les mois sur des restaurants scolaires et un restaurant d'entreprise ainsi que sur différents produits comme le miel, le poisson, le lapin, les thyroïdes de bovins¹, les céréales, les laits de vaches de ferme et de coopératives ;
- un contrôle de la radioactivité de la flore terrestre et aquatique ainsi que des sédiments marins est effectué régulièrement ;

¹ Le contrôle de ces organes, non consommés, permet de déceler, indirectement, l'iode radioactif qui pourrait avoir été émis dans l'environnement.

- 156 stations Téléray mesurent en continu le débit de dose gamma ambiant sur la métropole. De même, une surveillance générale nationale est réalisée au moyen de 2274 dosimètres intégrateurs mesurant la dose tellurique et cosmique locale tous les six mois.

15.4.2 Contrôle dans l'environnement des centrales nucléaires

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

L'OPRI vérifie chaque mois les registres que lui adressent les responsables des sites, en analyse la cohérence et procède à leur validation.

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

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

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

Les mesures de l'exploitant et de l'OPRI sont comparées entre elles (prélèvements aliquotes).

15.5 Bilan de la surveillance et des contrôles réglementaires

15.5.1 Travailleurs exposés du nucléaire

15.5.1.1 Exposition externe

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

Le bilan des trois dernières années pour EDF figure dans un tableau en annexe 4. On note une décroissance du nombre de doses individuelles dépassant la future limite annuelle de 20 mSv. Les dépassements concernent seulement les entreprises extérieures.

En 1999, la dosimétrie externe réglementaire française a évolué. L'arrêté du 23 mars de cette même année a introduit la dosimétrie en temps réel ou "dosimétrie active", dite opérationnelle, dont les données doivent être transmises informatiquement à l'OPRI, chargé de vérifier les valeurs et de les conserver. L'OPRI a pris en compte cette évolution en lançant l'étude et la réalisation du système d'information de la surveillance à l'exposition aux rayonnements ionisants (SISERI). Ce système est chargé de centraliser les données de surveillance dosimétrique des travailleurs exposés. Le projet est défini et l'année 2001 correspondra à l'appel d'offres européen. Le système devrait être opérationnel vers la fin de 2003.

15.5.1.2 Exposition interne

Le suivi des agents est assuré par les services de médecine du travail de l'exploitant. En cas d'incident, les contrôles anthropogammamétriques sont effectués sur place, l'OPRI n'intervenant qu'en cas de contamination interne durable de façon à éviter des déplacements non indispensables et préjudiciables sur le plan psychologique pour les intéressés. Ceci explique le faible nombre d'examens annuels de ce type au siège de l'OPRI : quelques unités. Par contre, l'OPRI, pour toute contamination interne, procède systématiquement à des analyses radiotoxicologiques d'urine, voire de selles. Cette activité a représenté annuellement près d'une centaine d'examens sur agents EDF et extérieurs.

15.5.1.3 Intercomparaisons

Durant les trois dernières années, l'OPRI a effectué des intercomparaisons avec les laboratoires français de dosimétrie individuelle ainsi qu'avec des laboratoires de radiotoxicologie. En ce qui concerne les sites d'EDF, les valeurs d'incertitude étaient conformes aux recommandations de la CIPR 35 (courbe de Böhm). Par ailleurs une comparaison entre dosimétrie passive et dosimétrie active sur une cinquantaine d'agents d'entreprises extérieures travaillant sur site EDF a montré que l'écart entre dose moyenne active et dose moyenne passive était inférieur à 4%, ce qui est tout à fait satisfaisant.

15.5.2 Surveillance de l'environnement

15.5.2.1 Environnement général

Les résultats obtenus sur les trois dernières années à partir des réseaux de prélèvement et de mesures (air, aérosols, eaux, faune et flore, denrées alimentaires) n'ont pas mis en évidence de tendance à une augmentation de la pollution radioactive (se reporter aux courbes Télecay en annexe 4).

Le réseau Télecay a été complété par l'installation de quatre nouvelles balises dont trois dans la région parisienne. Deux balises supplémentaires seront installées dans cette même région en 2001. Le système d'exploitation des données de mesures du réseau a été profondément remanié de façon à augmenter les performances et surtout la rapidité des saisies.

Ce sont près de 11 000 filtres d'aérosols qui sont analysés annuellement pour la mesure des activités alpha total, bêta total et gamma de l'air, soit sensiblement 22 500 mesures.

Au total les laboratoires de l'OPRI ont effectué annuellement environ 29 000 mesures habituelles sur près de 13 100 échantillons prélevés dans le cadre de la surveillance de l'environnement général.

15.5.2.2 Environnement des installations nucléaires de base

Les laboratoires de l'OPRI traitent annuellement environ 17 000 échantillons de routine auxquels il convient d'ajouter environ 400 échantillons correspondant à des opérations particulières (expertises), et en particulier :

- 11 500 filtres d'aérosols ayant donné lieu à 23 500 mesures d'activité bêta total, 500 mesures d'activité alpha total et 450 mesures en spectrométrie gamma. Plus de 99% des valeurs alpha total et 52% des valeurs bêta total étaient en dessous des limites de détection en 2000, soit 2×10^{-4} Bq/m³ en alpha et 4×10^{-4} Bq/m³ en bêta ;
- 325 prélèvements d'eau de pluie qui ont donné lieu à près de 1 000 mesures et pour lesquelles 97% des valeurs bêta total restaient inférieures à la limite de détection en 2000, soit 0,25 Bq/l ;
- 1 500 prélèvements de routine d'eaux de surface et souterraines ainsi qu'une cinquantaine de prélèvements particuliers, soit près de 4 500 mesures.

Au total les laboratoires de l'OPRI effectuent annuellement sensiblement 34 000 mesures habituelles sur près de 17 400 échantillons prélevés dans le cadre de la surveillance de l'environnement des INB^{1, 2}.

15.5.2.3 Contrôle des rejets

Les valeurs enregistrées sur trois ans site par site figurent en annexe 4. On constate que, excepté pour le tritium, les rejets ne représentent qu'un faible pourcentage des autorisations accordées. Pour le tritium, les rejets restent toujours en dessous des autorisations. A l'heure actuelle, les autorisations sont revues à la baisse lors de leurs renouvellements, pour tenir compte de cet état de fait et imposer aux exploitants l'emploi des meilleures techniques de réduction des rejets.

Par ailleurs, comme indiqué au § 7.3.1.4, le respect des arrêtés de rejets fait l'objet d'inspections y compris avec prélèvement d'échantillons.

¹ Le nombre de mesures pour l'année 2000, que ce soit pour la surveillance de l'environnement général ou pour la surveillance de l'environnement des INB, a sensiblement augmenté par rapport aux chiffres des années précédentes en raison d'expertises particulières comme dans le Nord-Cotentin et à Gif-sur-Yvette, soit environ 27 000 mesures exceptionnelles pour 63 000 mesures régulières.

² Les mesures sont restées en limite de détection, excepté en quelques points proches ou sous-jacents d'INB telles que Marcoule ou La Hague.

16. Article 16 : Organisation pour les cas d'urgence

1. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées afin qu'il existe, pour les installations nucléaires, des plans d'urgence internes et externes qui soient testés périodiquement et qui couvrent les actions à mener en cas de situation d'urgence.

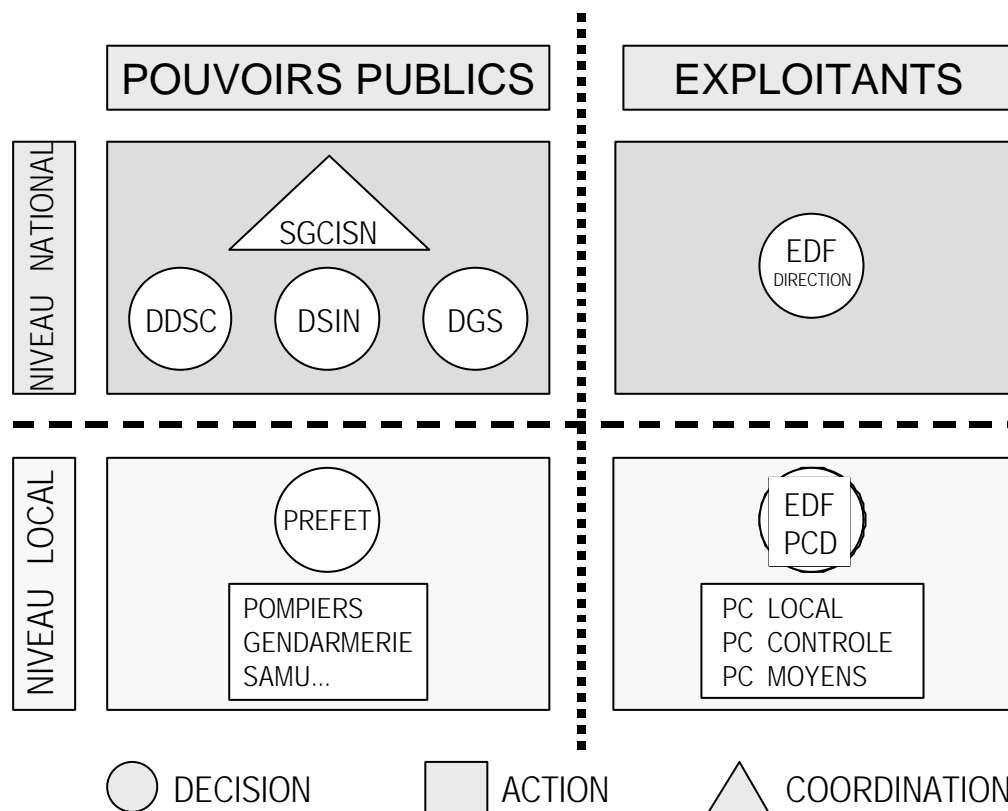
Pour toute installation nucléaire nouvelle, de tels plans sont élaborés et testés avant qu'elle ne commence à fonctionner au-dessus d'un bas niveau de puissance approuvé par l'organisme de réglementation.

2. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que, dans la mesure où elles sont susceptibles d'être affectées par une situation d'urgence radiologique, sa propre population et les autorités compétentes des Etats avoisinant l'installation nucléaire reçoivent des informations appropriées aux fins des plans et des interventions d'urgence.

3. Les Parties contractantes qui n'ont pas d'installation nucléaire sur leur territoire, dans la mesure où elles sont susceptibles d'être affectées en cas de situation d'urgence radiologique dans une installation nucléaire voisine, prennent les mesures appropriées afin d'élaborer et de tester des plans d'urgence pour leur territoire qui couvrent les actions à mener en cas de situation d'urgence de cette nature.

16.1 L'organisation générale pour les cas d'urgence

L'organisation des pouvoirs publics en cas d'incident ou d'accident est fixée par des directives du Premier ministre qui portent sur la sûreté nucléaire, la radioprotection, l'ordre public et la sécurité civile ainsi que par les plans d'urgence prévus par le décret n° 98-622 du 6 mai 1998. L'organisation des pouvoirs publics ainsi que celle de l'exploitant sont présentées dans le schéma ci-dessous, en cas d'accident dans un réacteur d'EDF. Une organisation analogue est mise en place quand il s'agit d'un autre exploitant nucléaire.



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

Il convient de ne pas attendre un accident significatif 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.

16.1.1 L'organisation au niveau local

Seuls deux intervenants sont habilités à prendre des décisions opérationnelles en situation de crise :

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

16.1.2 L'organisation au niveau national

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

Les principaux intervenants sont les suivants :

- ministère de l'intérieur : la Direction de la défense et de la sécurité civiles (DDSC) qui dispose du Centre opérationnel de gestion interministérielle des crises (COGIC) et de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN), pour la mise à la disposition du préfet de moyens de renfort matériels et humains pour la sauvegarde des personnes et des biens ;
- ministère chargé de la santé : la Direction générale de la santé (DGS) avec l'aide de l'OPRI, pour la protection sanitaire des personnes contre les effets des rayonnements ionisants ;
- ministère chargé de l'industrie et ministère chargé de l'environnement : la DSIN pour le contrôle de la sûreté des installations nucléaires, avec l'appui technique de l'IPSN. Le ministre chargé de l'industrie coordonne également la communication au plan national en cas d'incident ou d'accident affectant une installation nucléaire relevant de sa tutelle, ou se produisant au cours d'un transport de matières nucléaires ;
- le Secrétariat général du Comité interministériel de la sécurité nucléaire (SGCISN), qui est chargé d'assurer l'information permanente du Président de la République et du Premier ministre, la coordination, en tant que de besoin, de l'action des ministères concernés, et le recueil et la synthèse d'informations en vue d'assurer les notifications et informations prévues par les conventions internationales traitant de l'information des pays tiers en cas de situation d'urgence radiologique.

16.1.3 Les plans d'urgence

16.1.3.1 *Le principe général*

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

Le plan d'urgence interne, 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 plan particulier d'intervention, 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.

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

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

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

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

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

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

16.2 Le rôle et l'organisation de l'ASN

16.2.1 Les missions de l'ASN en cas de crise

En situation accidentelle, la DSIN, avec l'appui de l'IPSN et le concours de la DRIRE concernée, doit assurer une triple mission :

- 1) s'assurer du bien-fondé des dispositions prises par l'exploitant ;
- 2) apporter son conseil au préfet ;
- 3) participer à la diffusion de l'information.

16.2.1.1 Le contrôle des actions menées par l'exploitant

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

16.2.1.2 Le conseil au préfet

La décision par le préfet des mesures à prendre pour assurer la protection de la population dépend des conséquences effectives ou prévisibles de l'accident autour du site, et il appartient à la DSIN de faire part au préfet de sa position à ce sujet, à la suite de l'analyse menée par l'IPSN. 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). Afin de fournir au préfet un avis global sur les mesures à mettre en œuvre pour la protection sanitaire du public, il importe que l'avis de la DSIN soit émis en étroite concertation avec le ministère chargé de la santé (Direction générale de la santé) et l'OPRI.

16.2.1.3 La diffusion de l'information

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

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

16.2.2 L'organisation prévue au titre de la sûreté nucléaire

16.2.2.1 Les différents pôles d'action

En cas d'incident ou d'accident survenant dans une INB, la DSIN met en place, avec son appui technique l'IPSN et les Divisions des installations nucléaires des DRIRE, l'organisation suivante :

au niveau national :

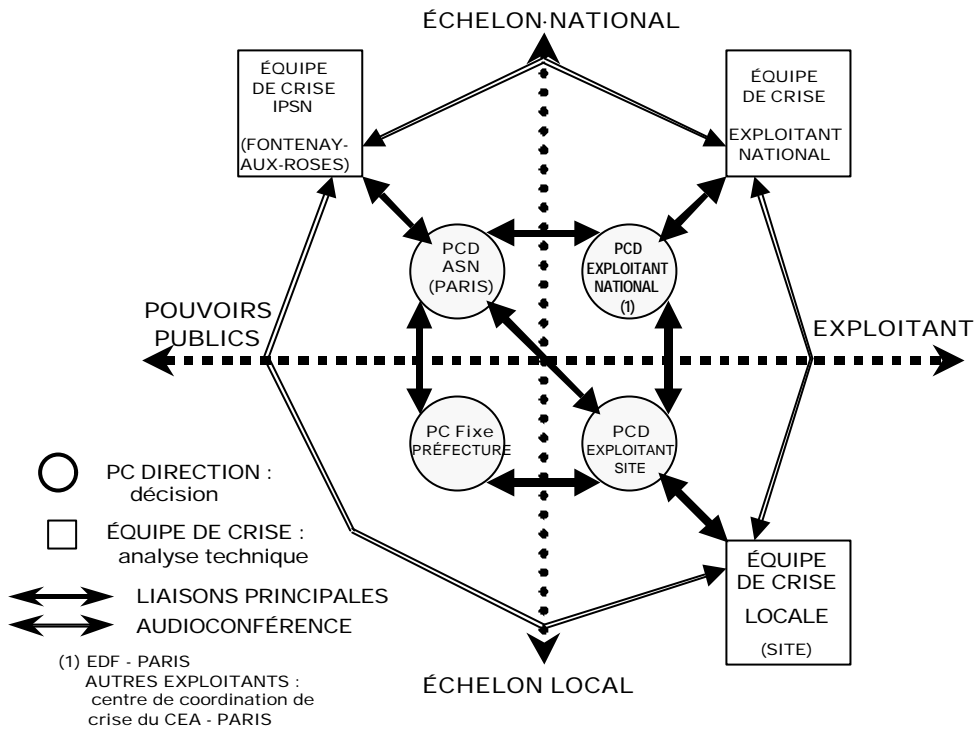
- un échelon de décision ou poste de commandement direction (appelé PCD DSIN Paris), situé au centre de crise de la DSIN. Cet échelon est dirigé par le directeur de la DSIN ou son représentant. Il a vocation à prendre des positions ou des décisions, mais non à faire l'analyse technique de l'accident en cours. Un porte-parole de la DSIN, distinct du chef du PCD, est désigné pour représenter la DSIN auprès des médias ;
- une cellule d'information placée à proximité du PCD de la DSIN, animée par un représentant de la DSIN avec l'aide d'agents de la Direction des relations avec les publics et de la communication du ministère de l'économie, des finances et de l'industrie ;
- une équipe d'analyse dirigée par le directeur adjoint de l'IPSN ou son représentant. Cette équipe est présente au centre technique de crise (CTC) de l'IPSN, situé au Centre d'études nucléaires de Fontenay-aux-Roses. Un ou plusieurs ingénieurs peuvent y être délégués par la DSIN. Cette équipe doit travailler en étroite coordination avec les équipes techniques de l'exploitant pour parvenir à une convergence de vues sur l'analyse de la situation accidentelle et la prévision de ses développements et de ses conséquences ;

au niveau local :

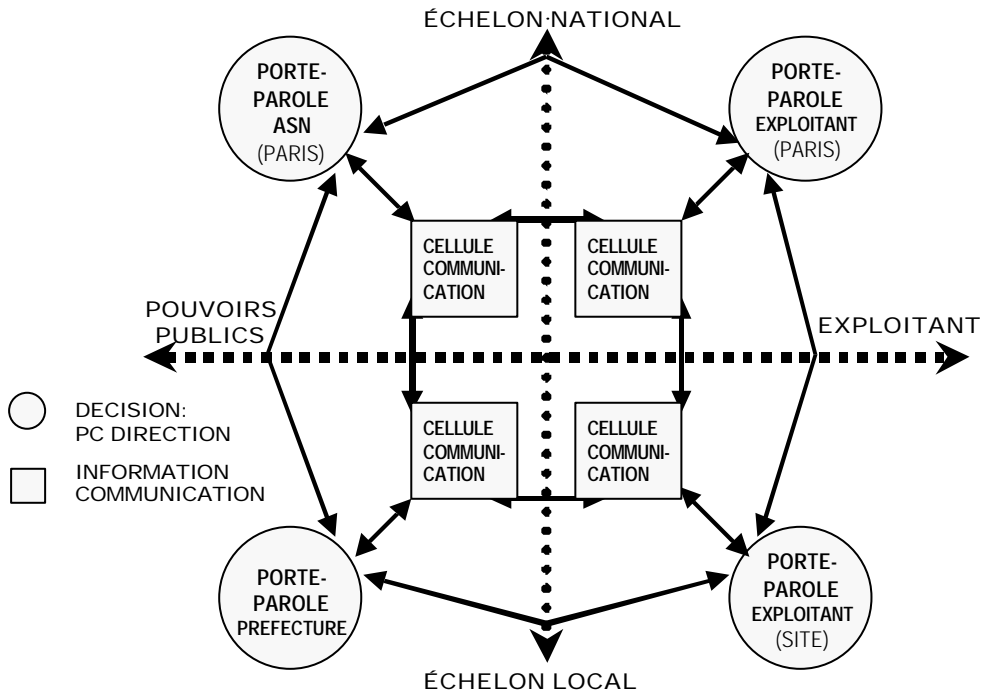
- une mission locale auprès du préfet, principalement composée de représentants de la DRIRE, avec pour rôle d'aider le préfet dans ses décisions et ses actions de communication en lui apportant les explications utiles à la compréhension technique des phénomènes, en liaison étroite avec le PCD de la DSIN ;
- une mission locale sur le site accidenté, également constituée de représentants de la DRIRE et éventuellement de la DSIN et de l'IPSN, placée auprès du chef du PCD du site. Le rôle de cette mission est, sans prendre part aux décisions de l'exploitant, de s'assurer que celui-ci exerce pleinement ses responsabilités, et notamment qu'il informe correctement les pouvoirs publics. Cette mission locale a également pour rôle de collecter toute information utile pour l'enquête qui suivra l'accident.

La DSIN et son appui technique l'IPSN 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 poste de commandement (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.



Le schéma suivant présente l'organisation mise en place entre les cellules de communication et les porte-parole des PC direction, afin d'assurer la concertation permettant la cohérence de l'information en direction du public et des médias.



16.2.2.2 Le centre de crise de la DSIN

Pour mener à bien ses missions, la DSIN dispose de son propre centre de crise dont les deux principales fonctions sont :

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

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

Ce centre de crise a été mis en œuvre pour la première fois en situation réelle les 28 et 29 décembre 1999 à l'occasion de l'incident survenu sur le CNPE du Blayais, à la suite de la tempête du 27 décembre 1999.

Le système d'alerte

Le système d'alerte de l'ASN permet la mobilisation rapide des agents de la DSIN et des Divisions des installations nucléaires des DRIRE, ainsi que de l'ingénieur d'astreinte de l'IPSN. Ce système automatique appelle par radiomessagerie tous les agents équipés d'un récepteur Biplus, dès son déclenchement à distance par l'exploitant de l'installation nucléaire à l'origine de l'alerte. Il dessert également des agents de la DDSC, du SGCISN, de la DGS et de l'OPRI.

Les réseaux de télécommunications

Le centre de crise dispose de six réseaux de télécommunications distincts, dont deux réseaux d'accessibilité publique et quatre réseaux d'accessibilité restreinte. De plus, un dispositif de visioconférence existe entre le centre de crise de la DSIN et celui de l'IPSN à Fontenay-aux-Roses, depuis 1995.

Après la rénovation complète du centre de crise de la DSIN en 1998, la DSIN a étudié, en liaison avec EDF et l'IPSN, les évolutions possibles des liaisons spécialisées avec les sites nucléaires compte tenu des nouvelles technologies de communication disponibles ; un nouveau support de liaisons spécialisées avec les sites d'EDF, s'appuyant sur le réseau hertzien utilisé par EDF, a été adopté au printemps 1999. Un travail similaire a été engagé avec le CEA et devrait aboutir en 2001.

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

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

Depuis janvier 1991, le plan d'urgence interne fait partie, au même titre que le rapport de sûreté et les règles générales d'exploitation, des documents de sûreté que l'exploitant doit soumettre à la DSIN au moins 6 mois avant la mise en œuvre des matières radioactives dans l'installation nucléaire de base. Dans ce cadre, le PUI fait l'objet d'une analyse de l'IPSN et d'un avis du Groupe permanent d'experts concerné.

La manière de traiter les mises à jour des PUI est la suivante :

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

Le traitement des mises à jour des PUI est confié aux Divisions des installations nucléaires des DRIRE.

Enfin, la bonne application des plans d'urgence interne est contrôlée par l'ASN à l'occasion d'inspections (voir § 7.3.2).

16.2.3.2 La participation à l'élaboration des PPI

En application du décret du 6 juin 1988 sur les plans d'urgence, le préfet est responsable de l'élaboration et de l'approbation du plan particulier d'intervention (PPI). La DSIN et la DRIRE concernée apportent leur concours au préfet en lui en fournissant les bases techniques à partir de l'analyse menée par l'IPSN, en tenant compte des connaissances les plus récentes sur les accidents graves et les phénomènes de dispersion des matières radioactives, et en veillant à la cohérence à ce sujet entre les PPI et les PUI.

Cela s'est traduit par un important travail en 2000 en raison de l'incorporation d'une phase réflexe d'intervention dans les PPI (voir § 16.7.2). Dans ce cadre, l'ASN a approuvé les scénarios d'accidents à cinétique rapide, définis par les exploitants, susceptibles d'entraîner en moins de 6 heures des rejets dans l'environnement nécessitant de prendre des mesures de protection de la population en se référant aux niveaux d'intervention définis par la DGS.

16.3 Le rôle et l'organisation de l'OPRI

Dans le cas d'une situation d'urgence radiologique, l'OPRI est chargé de :

- 1) donner l'alerte, si besoin est, lorsque son réseau de surveillance Téléray détecte, sur une (ou plusieurs) balise(s), une élévation du débit de dose, au-dessus de certains seuils ;
- 2) à partir de son centre de crise (CCS), qu'il peut activer dans des délais très courts, donner des conseils aux autorités décisionnelles sur les mesures à prendre pour la protection sanitaire des personnes autour du site considéré en relation avec l'ASN ;
- 3) mettre en place rapidement, ce qui dépend essentiellement de l'éloignement du lieu de l'accident ou de l'incident, des moyens d'intervention sur la zone touchée de façon à pouvoir assurer la gestion technique de la cellule de mesures radiologiques du poste de commandement opérationnel (PCO, unité avancée à la disposition du préfet), activée dès le début de la crise, ainsi que le contrôle radiologique des personnes susceptibles d'avoir subi une contamination interne et la mesure radiologique d'échantillons prélevés dans l'environnement. Des véhicules laboratoires de type Gémini sont dépêchés sur place pour cela, avec le personnel compétent ;
- 4) effectuer les mêmes mesures, mais plus fines, dans ses laboratoires du Vésinet pour dresser un bilan complet des conséquences de l'accident pour la santé et pour l'environnement et pour vérifier a posteriori l'efficacité des mesures de protection prises par les autorités. Grâce à ce bilan, des mesures sanitaires pourront être conseillées aux décideurs pour limiter les conséquences de l'accident et revenir à une situation satisfaisante pour la population.

Les mesures de protection qui peuvent être préconisées aux autorités de décision sont schématiquement les suivantes :

- avant rejets :
 - la mise à l'abri ;
 - l'évacuation des personnes menacées ;
 - la prise d'iode stable en cas de rejet imminent.
- après rejets :
 - la correction éventuelle des mesures prises précédemment ;
 - des restrictions alimentaires ;
 - des restrictions de mouvement des personnes.

16.4 Le rôle et l'organisation d'EDF

L'organisation de crise est prévue pour appuyer l'équipe de conduite en cas d'accident. Elle assure les missions suivantes :

- sur le site, le déclenchement du plan d'urgence interne (PUI) ;
- en dehors du site, la mobilisation des experts spécialistes en matière de situation accidentelle dans les équipes nationales de crise (ENC), pour aider les responsables du site ;
- l'information des pouvoirs publics qui peuvent, selon la gravité de la situation déclencher le plan particulier d'intervention (PPI).

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

Au niveau national, une équipe de direction est en relation permanente avec le responsable de la centrale et avec les pouvoirs publics. Une cellule de communication assure une information fiable, rapide et suivie avec la presse et le public.

L'organisation mise en place en cas d'application du PUI remplace l'organisation normale d'exploitation, pour faire face aux obligations spécifiques à ce type de situation.

L'organisation de crise, en cas d'accident sur un CNPE repose sur :

- la définition claire des objectifs de l'organisation, en fonction des grandes familles de situations possibles ;
- une répartition précise des missions et des responsabilités permettant de réaliser ces objectifs ;
- des consignes opératoires décrivant, pour chacun des acteurs, sa contribution à la mission collective de son PC ;
- la mobilisation des compétences appropriées, c'est-à-dire de personnes formées et entraînées ;
- des matériels disponibles et opérationnels permettant la mobilisation des acteurs internes à l'entreprise (CNPE et niveau national), l'alerte des acteurs externes, et la communication entre les différents réseaux.

Le PUI couvre la phase initiale de l'événement. Le traitement des conséquences à plus long terme relève de la gestion post-accidentelle qui ne fait pas l'objet d'un cadre réglementaire particulier. Le PUI intègre les volets sanitaire et incendie (PUI conventionnel).

L'organisation prévue par EDF comprend un niveau local et un niveau national. Cette organisation est structurée en équipes (ou postes de commandement) pour couvrir les quatre grands domaines à traiter (expertise - décision - communication - action).

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

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

Le déclenchement du PUI est de la responsabilité du responsable d'astreinte, le directeur d'unité ou son représentant. Néanmoins, il est prévu une délégation en cas de difficultés pour joindre le responsable PCD local d'astreinte.

La structure de l'organisation de crise du site et les missions des différentes cellules sont les suivantes.

La direction de la crise est assurée par le directeur d'unité ou son représentant. Il dispose d'une cellule, le poste de commandement direction (PCD) local, qui lui permet d'apprécier les situations, de définir les stratégies d'action et d'assurer l'information des pouvoirs publics et la communication des médias. Le directeur de crise est responsable de la sûreté des installations, de la sauvegarde des matériels et de la protection du personnel. Il est, à ce titre, responsable des décisions relatives à la conduite des installations en dehors du domaine des procédures incidentelles ou accidentelles, et de la protection des travailleurs du site : distribution d'iode stable, retour à domicile, exposition exceptionnelle concertée, etc. Il peut, par délégation du préfet précisée dans le plan particulier d'intervention, être responsable de l'alerte des populations, en cas d'atteinte des critères déclenchant le PPI en mode réflexe.

La restauration de la situation est principalement de la responsabilité de l'équipe de conduite de la tranche affectée, qui constitue le poste de commandement local (PCL), sous la responsabilité du chef d'exploitation de quart, en charge de l'application des manœuvres de conduite selon les procédures en vigueur. L'équipe de quart assure un rôle analogue à celui qu'elle tient en fonctionnement normal, avec une codification plus précise du rôle de chacun ainsi que des échanges entre les membres des équipes afin de guider les différents intervenants, pour tenir compte d'une situation perturbée. L'ingénieur sûreté ou le chef d'exploitation avant son arrivée assure une redondance globale par rapport à l'équipe de conduite, par l'application d'un document spécifique. A la mission permanente de conduite et surveillance de l'installation vient s'ajouter une mission spécifique en situation incidentelle, qui est la transmission de données techniques sur l'état de l'installation, à l'aide notamment de fiches d'informations préformatées. En cas d'accident grave (accident de fusion du cœur), les équipes appliquent les actions de conduite demandées par le PCD local, sur la base des recommandations des équipes techniques de crise locale et nationale. L'équipe de conduite est assistée pour les interventions techniques sur les matériels et les actions de restauration « lourdes ».

Le PCD local s'appuie, au niveau local, sur deux équipes d'expertise dont les missions sont les suivantes :

- quelle que soit la gravité de l'accident, caractériser la situation en cours et prévoir son évolution, et transmettre son analyse de la situation présente et de ses conséquences potentielles pour le personnel, les populations et l'environnement ;
- proposer, si nécessaire des actions pour optimiser la conduite de l'installation et, en cas d'accident grave, appliquer le guide de gestion des accidents graves et soumettre au PCD local des recommandations pour limiter les conséquences de l'accident sur l'environnement ;
- informer régulièrement le PCD local des événements susceptibles de modifier la stratégie de gestion de crise (exemples : perte ou récupération d'un système de sauvegarde, détection de rejet d'activité dans l'environnement).

Ces missions sont assurées par l'équipe locale de crise (ELC), plus spécifiquement en charge des analyses sur l'installation, et le poste de commandement des contrôles (PCC), responsable des évaluations des conséquences de l'accident sur les populations et l'environnement. Les activités de ces deux équipes sont extrêmement liées puisque le PCC fonde ses évaluations prévisionnelles des activités rejetées et des conséquences associées sur le "pronostic installation" établi par l'ELC. Les deux équipes, ELC et PCC, ont une autre mission, précisée dans le protocole particulier EDF-DSIN-IPSN, qui est d'assurer l'information des équipes techniques nationales afin de leur permettre d'assurer leurs propres missions. Toutes les informations techniques relatives aux installations convergent vers l'ELC, les informations techniques relatives à la surveillance de l'environnement sont disponibles au PCC.

Le poste de commandement moyens (PCM) a pour mission d'assurer l'ensemble des actions de logistique du site permettant de gérer la crise et d'informer 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 exotiques » en application du volet Appoint du guide d'action des équipes de crise (GAEC). Ses actions couvrent les domaines suivants :

- protection du personnel ;
- maîtrise d'œuvre des télécommunications pour l'ensemble des PC ;
- organisation des travaux et interventions particulières sur les matériels à la demande du PCD local ;
- soutien logistique aux secours externes et aux équipes de crise.

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

Les flux d'informations échangées avec les organisations externes au site, internes à l'entreprise ou pouvoirs publics, Autorités de sûreté et de radioprotection et leurs appuis techniques, sont organisés par réseau, sur la base des différents niveaux de responsabilité définis précédemment (expertise, décision, communication). Les équipes nationales apportent le soutien d'experts dans le domaine de la conception et du fonctionnement qui s'appuient sur des outils élaborés de façon à faciliter une « expertise-perspective ».

Les PC responsables des actions et interventions du site sont déconnectés du poste de commandement opérationnel des pouvoirs publics (PCO) responsable de la mise en œuvre des actions de terrain décidées par le poste de commandement fixe de la Préfecture (PCF), hormis pour les mesures radiologiques dans l'environnement (lien entre le PCC et la cellule mesures du PCO).

Les moyens de diagnostic d'une situation incidentelle ou accidentelle relevant d'un PUI sont les moyens utilisés en fonctionnement normal. Ces moyens sont centralisés en salle de commande. Dès le déclenchement automatique d'une séquence de sauvegarde, les opérateurs sont alertés par l'apparition d'alarmes spécifiques qui les amènent, sans délai, à prendre une procédure d'orientation, qui comme son nom l'indique oriente les opérateurs vers la consigne appropriée.

D'autres moyens de détection sont disponibles en salle de commande : détection d'un incendie, détection d'une augmentation significative d'activité dans les locaux ou à la cheminée, détection d'un séisme. En cas d'évacuation de la salle de commande, la surveillance de l'installation est assurée à partir du panneau de repli.

Les paramètres nécessaires pour couvrir toutes les situations accidentelles envisagées, paramètres physiques et mesures d'activité contribuant à la surveillance des barrières et du confinement des locaux, sont disponibles dans les centres techniques nationaux d'EDF. Les équipes de crise font non seulement un état de la situation, mais également prévoient son évolution. Ces évaluations prévisionnelles doivent permettre aux décideurs (préfet et directeur de crise du CNPE) de mettre en œuvre de façon préventive, en cas de nécessité, des mesures de protection des populations et du personnel.

La surveillance de l'environnement, en situation incidentelle ou accidentelle, repose en grande partie sur les moyens de surveillance utilisés en fonctionnement normal. Les informations relatives aux rejets gazeux (activité volumique des gaz à la cheminée et débit de rejet) sont retransmises en salle de commande (calculateur de tranche, verrines d'alarme ou sur écran) et dans les locaux de crise. La surveillance en continu de la radioactivité dans l'environnement est assurée par un réseau de balises radiométriques situées dans l'environnement de la centrale. Par ailleurs, ce dispositif de surveillance est complété par des moyens de mesures radiométriques disposés sur le pourtour de la clôture et dans l'environnement du site dans un rayon d'environ 10 km. De plus, chaque CNPE dispose de deux véhicules laboratoire équipés de moyens de mesures (exposition externe, contamination, spectrométrie gamma) et de prélèvements.

Les informations météorologiques sont données par la station météorologique située sur le site ou à proximité. Les équipements de cette station sont conformes à la règle de sûreté correspondante. Les caractéristiques du vent (direction, vitesse) et les conditions de diffusion atmosphérique (stabilité) sont enregistrées en permanence en salle de commande et dans les locaux de crise. Ces caractéristiques et l'intensité des précipitations sont également disponibles dans les locaux de crise. Par ailleurs, afin d'établir des conséquences prévisionnelles en situation accidentelle, une convention nationale prévoit la fourniture au niveau local et au niveau national des prévisions météorologiques réalisées par Météo-France. Des conventions particulières doivent être établies par chaque site, en fonction des risques spécifiques, afin de détecter toute situation météorologique extrême susceptible d'altérer à terme la sûreté de l'installation et/ou d'empêcher l'accès au site.

Chaque orifice de rejets d'effluents gazeux ou liquides est équipé de dispositifs permettant le prélèvement d'échantillons, en vue d'analyses effectuées par l'exploitant ou les organismes de contrôle. Par ailleurs, des systèmes spécifiques permettent de réaliser des prélèvements sur des capacités susceptibles de conduire à des rejets incidentels.

16.5 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, l'ASN, le centre technique de crise de l'IPSN et l'OPRI.

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 sont composés :

- d'une cellule décisionnelle au poste de commandement direction (PCD) 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. Le CCC est placé sous la responsabilité de l'Administrateur Général ou de son représentant ;
- d'un appui technique : équipe technique de crise locale ou centrale (ETC-L, ETC-C) ;
- d'une cellule communication et d'une cellule presse. Ces cellules, en accord avec le PCD-L ou le CCC, élaborent les communiqués de presse, répondent aux appels extérieurs et gèrent les interviews.

Le site en crise 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.

Centrale Phénix

En ce qui concerne la centrale Phénix, qui a son propre PUI, des exercices permettent de tester et de vérifier régulièrement l'organisation du CEA pour les cas d'urgence.

Par exemple, en 2000 ont été réalisés :

- 3 exercices de vérification des astreintes hors horaires normaux ;
- 7 exercices avec scénario d'accident et déclenchement simulé de PUI ;
- 1 exercice d'évacuation de la zone "entreprises".

Tous ces exercices ont permis de tester et d'améliorer l'organisation existante.

16.6 Les exercices de crise

Les exercices de crise sont un des moyens de tester les organisations mises en place, d'entraîner les équipes à analyser, agir, se coordonner, communiquer, et d'améliorer sans cesse ce qui peut l'être. Ils sont aussi une opportunité de diffuser une information sur le nucléaire et la maîtrise des risques.

Des exercices nationaux de sûreté nucléaire sont organisés au rythme de 6 à 8 par an par l'Autorité de sûreté impliquant les pouvoirs publics, les exploitants et les appuis techniques. Chaque exercice fait l'objet d'une analyse avec les différents intervenants, ce qui permet d'enrichir le retour d'expérience.

La succession d'exercices nationaux à un rythme soutenu a conduit EDF à rechercher une capitalisation des enseignements tirés par les différents acteurs. De plus des exercices locaux sont réalisés sur les sites : ainsi, compte tenu de l'extension du parc, EDF réalise un exercice de crise, d'ampleur limitée ou non, environ tous les 2 jours.

16.6.1 Les exercices nationaux de crise nucléaire

En raison du grand nombre d'acteurs, y compris les élus locaux et la population autour des sites nucléaires, susceptibles de participer aux exercices, et afin de ne pas nuire à la qualité des exercices par des objectifs trop nombreux, les deux variantes d'exercices mises en place en 1997 ont été maintenues depuis lors :

- des exercices à 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 ;
- des exercices à dominante « sécurité civile », entraînant l'application réelle, avec une ampleur significative, des contre-mesures prévues dans les PPI pour la protection de la population (alerte, mise à l'abri, évacuation), à partir d'un scénario technique construit autour des conditions de jeu retenues pour la population.

Lors de ces exercices, une pression médiatique simulée, modulée selon les circonstances pour tenir compte de la pression exercée par ailleurs par les médias « réels », est assurée sur les principaux acteurs des exercices pour tester leur capacité de communication.

Le tableau suivant décrit les caractéristiques essentielles des exercices nationaux menés en 2000. Sur les 7 exercices réalisés concernant les réacteurs entrant dans le champ de cette Convention, quatre exercices étaient à dominante sécurité civile et un exercice réalisé sur deux journées comportait une journée à dominante sûreté nucléaire et une journée à dominante sécurité civile locale.

Outre les exercices nationaux, menés en moyenne tous les 3 ans sur chaque site nucléaire, les préfets sont invités à mener des exercices locaux avec les sites les concernant, pour approfondir la préparation aux situations de crise.

EXERCICES NATIONAUX DE CRISE NUCLÉAIRE SUR REACTEURS RÉALISÉS EN 2000

SITE NUCLÉAIRE	DATE DE L'EXERCICE	DOMINANTE DE L'EXERCICE	CARACTÉRISTIQUES DE L'EXERCICE
Paluel (EDF)	2 mars	Sécurité civile	Evacuation d'un village de 200 personnes
Bugey (EDF)	20 mai	Sécurité civile	Evacuation d'un village et test de la faisabilité de la distribution complémentaire d'iode stable
Civaux (EDF)	8 juin	Sécurité civile	Mise à l'abri effective et évacuation simulée dans un rayon de 3 km
Chooz (EDF)	23 juin	Sûreté nucléaire	Test des relations avec la Belgique
Chinon (EDF)	17/18 octobre	Sécurité civile	Pression médiatique simulée renforcée
Cattenom (EDF)	14/15 novembre	Sûreté nucléaire et sécurité civile	- Exercice local le 2 ^{ème} jour - Test des relations avec les Länder de Sarre et de Rhénanie-Palatinat et le Luxembourg
Cruas (EDF)	5 décembre	Sûreté nucléaire	

16.6.2 Les exercices internationaux et la coopération internationale

Depuis 1996, se sont tenus cinq exercices internationaux INEX2 organisés par l'AEN. Lors de ces exercices, la DSIN a participé de manière plus ou moins importante selon la proximité des pays où se tenait l'exercice. Il est à noter que le dernier exercice INEX (premier exercice JINEX avec la participation de l'AIEA) a eu lieu en France le 22 mai 2001 autour de la centrale de Gravelines et a donc fortement impliqué les acteurs français.

Ces exercices ont confirmé l'utilité pour la DSIN de développer un réseau d'échange d'informations avec ses homologues étrangers en situation de crise, en complément des voies d'échanges déjà établies. En 2000, les exercices de Chooz et de Cattenom ont permis de tester les échanges d'informations transfrontaliers, avec les Belges pour le premier et les Allemands et les Luxembourgeois pour le second.

L'année 2000 a également été marquée par la poursuite et le développement de la coopération internationale concernant la crise et les exercices : invitation par l'ASN américaine (NRC) à observer deux exercices de crise en juin (centrales de Palisades et Seabrook) ; invitation par les autorités japonaises à observer un exercice au Japon sur la centrale de Shimane ; observation de certains exercices nationaux de crise par des représentants des Autorités de sûreté britannique (Paluel), belge (Bugey), tchèque (Civaux) et japonaise (Cattenom).

16.6.3 Les enseignements retirés des exercices

De nombreux enseignements peuvent être retirés des exercices, certains étant récurrents d'un exercice à l'autre. À cet effet, chaque exercice fait l'objet d'une évaluation soignée, qui se conclut par une réunion nationale d'évaluation générale un à deux mois après son déroulement. De plus, des observateurs variés (fonctionnaires, personnes venant de pays voisins, personnalités qualifiées) apportent un regard complémentaire et parfois original sur les exercices.

Afin de synthétiser les enseignements et de dégager les actions à entreprendre, la DSIN anime un groupe de travail national sur le retour d'expérience des exercices, associant les principaux organismes publics nationaux (IPSN, SGCISN, DGS, OPRI, DDSC, Météo-France) et les exploitants. Ce groupe s'est réuni à quatre reprises en 2000. Les principaux sujets examinés ont été :

- l'amélioration de la préparation des exercices ;

- la diversification des scénarios d'exercices afin d'éviter une certaine routine ;
- l'évolution des PPI avec la signature de la circulaire du 10 mars 2000.

16.7 Leçons tirées : évolution de la gestion de la crise nucléaire

Il est nécessaire de faire évoluer l'organisation de crise en fonction de l'expérience acquise : exercices et échanges avec les pays étrangers, ainsi que certains événements marquants en France (incident du 12 mai 1998 sur le réacteur 1 de Civaux, tempête du 27 décembre 1999) ou à l'étranger (accident de Tokai-Mura le 30 septembre 1999).

16.7.1 Les conditions d'engagement des PUI et d'alerte des autorités par les exploitants

En 2000, après la signature de la circulaire du 10 mars (voir paragraphe suivant), des travaux ont été engagés afin de préciser les modalités de déclenchement de l'alerte des autorités par les exploitants dans le cas d'accidents à cinétique rapide déclenchant l'application de la phase réflexe des PPI.

16.7.2 La refonte des PPI nucléaires

Depuis 1997, un travail collectif animé par la DSIN et associant la DDSC, la DGS, l'IPSN, l'OPRI, le SGCISN et les exploitants d'INB est mené pour faire évoluer la conception des PPI nucléaires en tenant compte du retour d'expérience des exercices. Cela s'est traduit par la signature de la circulaire interministérielle du 10 mars 2000.

Les principales nouveautés introduites par cette circulaire sont les suivantes :

- la création d'une phase réflexe, qui correspond à une décision du préfet d'engager une intervention immédiate au contenu préalablement défini, dans le cas d'accidents pouvant provoquer un rejet radioactif entraînant le dépassement hors du site d'un niveau d'intervention dans un délai inférieur à 6 heures ; l'exploitant dispose de critères objectifs approuvés par l'ASN comportant des paramètres identifiés à l'avance et facilement accessibles aux opérateurs ;
- la limitation du déclenchement du PPI en mode réflexe ou concerté aux seuls cas où il y a lieu de prendre des mesures de protection de la population ; dans les autres cas, seule une cellule de veille est mise en place par le préfet ;
- la définition par la DGS de nouveaux niveaux d'intervention, reposant sur les recommandations internationales les plus récentes.

Les préfets disposent de 2 ans à compter de la réception de la circulaire pour refondre leur PPI.

La mise en application de ces mesures au niveau de chaque PPI donnera une nouvelle occasion de développer l'information du public et des élus, notamment au travers des CLI.

16.7.3 La mise à disposition préventive de comprimés d'iode stable

En cas de rejet accidentel important provenant d'un réacteur nucléaire, il est prévu que la population proche du site ingère des comprimés d'iode stable pour protéger la thyroïde contre les effets néfastes de l'iode radioactif. Jusqu'en 1997, les plans d'urgence prévoyaient une distribution de comprimés, en cas d'accident, à partir de stocks concentrés, généralement placés sur les sites nucléaires ou à proximité. Les premiers exercices (1995 et 1996), ont vite montré la difficulté de cette façon de faire. Ainsi, à partir de 1997, il a été décidé de distribuer préventivement des comprimés d'iode stable aux populations vivant autour des centrales nucléaires. Après la réalisation de la mise à disposition préventive des comprimés, les exercices ont montré la nécessité de poursuivre l'amélioration de ce dispositif.

Par ailleurs, la durée de validité des comprimés a été portée de 3 ans à 5 ans avant la seconde campagne de mise à disposition. Toutefois, les indications relatives aux retraits de comprimés d'iode

par les populations habitant à l'intérieur des périmètres PPI en 2000 montrent que ces retraits seront inférieurs à ceux de la campagne de 1997. Il sera donc certainement nécessaire de prévoir une nouvelle campagne de distribution, en tirant les leçons de l'efficacité faible de la méthode retenue en 2000.

16.7.4 Le traitement des conséquences post-accidentelles

Un accident survenant sur une installation nucléaire peut entraîner des conséquences immédiates du fait de rejets significatifs, nécessitant une réponse rapide et organisée dans le cadre des plans d'urgence. Il existe également d'autres conséquences de nature variée (économiques, sanitaires, sociales), dites post-accidentelles, qui devraient être traitées sur le moyen, voire le long terme, en vue d'un retour à une situation jugée normale.

Depuis l'exercice « Becquerel » mené en octobre 1996 autour du site de Saclay, plusieurs groupes de travail interministériels ont été chargés de définir la manière de traiter les différents problèmes survenant lors de la phase post-accidentelle. La DSIN a participé à deux de ces groupes, respectivement sur la réhabilitation de l'environnement et sur les mesures de contamination radioactive. L'un des premiers enseignements retirés de cet exercice est la mise en place d'une cellule chargée d'effectuer des mesures de radioactivité dans l'environnement. Cette cellule est maintenant systématiquement activée lors des exercices.

16.7.5 L'évolution des textes réglementaires régissant l'organisation en cas d'accident sur une installation nucléaire

L'organisation des pouvoirs publics en cas d'accident est actuellement fixée par des directives interministérielles datant pour l'essentiel de la fin des années 1980, qui sont aujourd'hui pour partie obsolètes.

Aussi, l'ASN a fait des propositions au SGCISN (voir § 16.1.1.2), afin de réviser les directives interministérielles existantes en adoptant les principes suivants :

- le système actuel qui est testé à l'occasion de chaque exercice doit être repris dans la réglementation ;
- la crise doit être gérée dans la continuité, c'est-à-dire que l'organisation mise en place pendant la phase d'urgence doit servir d'ossature au système devant gérer la suite de la crise et le passage à la phase post-accidentelle ;
- il n'y a pas d'émetteur unique ou centralisateur de l'information ; chaque acteur communique dans son domaine de compétence ; il existe une concertation entre les porte-parole ; ceux-ci doivent être distincts des chefs de PC ;
- la nouvelle réglementation devra avoir un domaine d'application précis (INB, INB secrètes, installations nucléaires relevant du ministre de la défense).

Un effort constant est fourni pour faire progresser la connaissance des problèmes soulevés par un accident nucléaire et améliorer les réponses à y apporter.

L'effort de l'ASN va se poursuivre en 2001, avec la volonté de progresser dans la révision de la réglementation fixant l'organisation des pouvoirs publics en cas d'accident et d'apporter aux préfets le soutien de toutes les composantes de l'ASN pour la révision des PPI.

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 position réglementaire

Bien avant de demander une autorisation de création, l'exploitant informe l'administration du ou des sites sur lesquels il envisage de construire une INB. Ainsi est-il possible d'examiner très tôt les principales caractéristiques des sites.

Cet examen porte sur les aspects socio-économiques et sur la sûreté. Si le projet d'INB vise à produire de l'énergie, la Direction générale de l'énergie et des matières premières du ministère chargé de l'industrie y est étroitement associée. La DSIN, quant à elle, analyse les caractéristiques des sites liées à la sûreté : sismicité, hydrogéologie, environnement industriel, sources d'eau froide, etc.

En outre, un décret du 10 mai 1996 relatif à la consultation du public et des associations en amont des décisions d'aménagement prévoit que la création d'une INB pourra être soumise à la procédure du débat public lorsqu'elle concernera :

- tout nouveau site de production électronucléaire ;
- tout nouveau site nucléaire, hors production électronucléaire, correspondant à un investissement d'un coût supérieur à 2 milliards de francs.

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

Si des données nouvelles concernant les sites (séismes, inondation, etc.), susceptibles de remettre en cause la sûreté de l'installation, sont identifiées, il est procédé à une réévaluation de sûreté ainsi qu'il est indiqué dans le chapitre 14.

17.2 La pratique pendant la période considérée

Aucun exploitant n'a mis en application dans la période considérée les principes de choix de sites énoncés ci-dessus, car aucune décision n'a été prise par le Gouvernement français concernant la construction de nouveaux réacteurs électronucléaires.

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

18.1.1 Les options de sûreté

Lorsqu'un exploitant envisage de construire une INB d'un type nouveau, il est d'usage qu'il en présente aussi tôt que possible, bien avant de faire une demande d'autorisation, les objectifs de sûreté et les principales caractéristiques.

La DSIN demande au Groupe permanent d'experts (GP) compétent d'examiner ces propositions, sur la base d'une analyse menée par l'IPSN, puis elle fait part à l'exploitant des questions dont il devra tenir compte dans sa demande d'autorisation de création.

Cette procédure préparatoire ne se substitue pas aux examens réglementaires ultérieurs, mais vise à les faciliter.

18.1.2 Les autorisations de création

18.1.2.1 Présentation de la demande d'autorisation de création

La demande d'autorisation de création d'une INB est adressée au ministre chargé de l'environnement et au ministre chargé de l'industrie qui la transmettent aux autres ministres intéressés (intérieur, santé, agriculture, urbanisme, transports, travail...). Un rapport préliminaire de sûreté l'accompagne.

L'instruction de cette demande comporte une enquête publique et un examen technique.

18.1.2.2 Consultation du public et des autorités locales

L'enquête publique est ouverte par le préfet du département dans lequel doit être implantée l'installation. Le dossier soumis à l'enquête doit notamment préciser l'identité du demandeur, l'objet de l'enquête, la nature et les caractéristiques essentielles de l'installation, et comporter un plan de celle-ci, une carte de la région, une étude de dangers et une étude d'impact sur l'environnement.

En plus de la préfecture concernée, un dossier et un registre d'enquête sont déposés dans toutes les communes dont tout ou partie du territoire est situé à l'intérieur d'une bande de 5 km de largeur entourant l'installation projetée. Si cette bande empiète sur le territoire de plusieurs départements, la procédure d'enquête est appliquée dans chacun d'eux.

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 de la commission d'enquête. De plus, dans le cas des INB, une disposition spécifique, introduite par un

décret du 12 mai 1993, permet au Gouvernement de proroger le délai d'enquête d'une durée maximale d'un mois.

L'objet de l'enquête est d'informer le public et de recueillir ses appréciations, suggestions et contre-propositions, afin de permettre à l'autorité compétente de disposer de tous les éléments nécessaires à sa propre information. Aussi, toute personne intéressée, quels que soient son lieu de domicile ou sa nationalité, est invitée à s'exprimer.

Un commissaire-enquêteur (ou une commission d'enquête selon la nature ou l'importance des opérations) est désigné par le président du Tribunal administratif compétent. Il peut recevoir tous documents, visiter les lieux, entendre toutes personnes, organiser des réunions publiques et demander une prorogation de l'enquête.

A la fin de celle-ci, il examine les observations du public consignées dans les registres d'enquête ou qui lui auront été adressées directement. Il transmet un rapport et son avis au préfet dans le mois suivant la clôture de l'enquête.

Les services départementaux ou régionaux des ministères intéressés par le projet sont également consultés par le préfet.

Enfin, ce dernier adresse, avec son avis, le rapport et les conclusions du commissaire-enquêteur, ainsi que les résultats de la conférence administrative, aux ministres chargés de la sûreté nucléaire.

L'enquête publique organisée en vue d'une éventuelle déclaration d'utilité publique (DUP) peut tenir lieu d'enquête publique pour la demande d'autorisation de création.

18.1.2.3 Consultation des organismes techniques

Le rapport préliminaire de sûreté qui accompagne la demande d'autorisation de création est soumis à l'examen de l'un des GP placés auprès de la DSIN, sur la base d'un rapport d'analyse préparé par l'IPSN.

Après avis du GP et en prenant en compte les résultats de l'enquête publique et les observations éventuelles des autres ministres, la DSIN prépare, si rien ne s'y oppose, un projet de décret autorisant la création de l'installation.

Ce projet est alors communiqué pour avis à la CIINB. La Commission doit donner son avis dans les deux mois.

Le projet de décret, éventuellement amendé, est alors soumis pour avis conforme au ministre chargé de la santé qui doit se prononcer dans un délai de trois mois.

18.1.2.4 Le décret d'autorisation de création

Le décret d'autorisation de création, pris sur rapport des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, fixe le périmètre et les caractéristiques de l'installation, ainsi que les prescriptions particulières auxquelles doit se conformer l'exploitant. Il précise également les justifications que ce dernier devra présenter en vue de la mise en exploitation puis en service de son installation et ultérieurement lors de l'arrêt définitif.

Les prescriptions particulières à l'installation s'imposent sans préjudice de l'application de la réglementation technique générale, de la réglementation des rejets d'effluents et des autres textes applicables en matière de protection de l'environnement ou d'hygiène et sécurité des travailleurs.

18.2 Présentation par EDF des projets actuels

L'année 2000 a vu s'achever l'examen, par le Groupe permanent pour les réacteurs et des 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 grandes options de sûreté du projet a été engagé en 1993, à travers une coopération technique franco-allemande. Les recommandations successives, émises par les groupes d'experts français et allemands, ont été approuvées conjointement par les Autorités de sûreté des deux pays, puis, à partir de la fin de l'année 1998, par l'Autorité de sûreté nucléaire française.

Le processus a conduit à la transmission en octobre 1997 aux Autorités de sûreté française et allemande d'un premier avant-projet détaillé pour l'îlot nucléaire de l'EPR, le "Basic Design Report", qui prenait en compte les recommandations déjà émises. A la suite d'une phase d'optimisation du projet conduite en 1998 par les concepteurs, une remise à jour du "Basic Design Report" a été transmise en février 1999.

De janvier à avril 2000, le Groupe permanent pour les réacteurs et des experts allemands se sont réunis de manière régulière afin d'achever le projet de "Technical Guidelines", recueil de recommandations relatives aux grandes options de sûreté du projet EPR. La version définitive des "Technical Guidelines" a été validée en octobre 2000 par le Groupe permanent pour les réacteurs assisté des experts allemands.

Sur cette base, EDF et le groupement des électriciens allemands conduisent les études détaillées sur la période 2001 - 2002 pour être en mesure de proposer aux pouvoirs publics l'engagement d'une centrale de validation industrielle.

19. Article 19 : Exploitation

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées afin que :

- i) l'autorisation initiale d'exploiter une installation nucléaire se fonde sur une analyse de sûreté appropriée et un programme de mise en service démontrant que l'installation, telle que construite, est conforme aux exigences de conception et de sûreté ;*
- ii) les limites et conditions d'exploitation découlant de l'analyse de sûreté, des essais et de l'expérience d'exploitation soient définies et révisées si besoin est pour délimiter le domaine dans lequel l'exploitation est sûre ;*
- iii) l'exploitation, la maintenance, l'inspection et les essais d'une installation nucléaire soient assurés conformément à des procédures approuvées ;*
- iv) des procédures soient établies pour faire face aux incidents de fonctionnement prévus et aux accidents ;*
- v) l'appui nécessaire en matière d'ingénierie et de technologie dans tous les domaines liés à la sûreté soit disponible pendant toute la durée de la vie d'une installation nucléaire ;*
- vi) les incidents significatifs pour la sûreté soient notifiés en temps voulu par le titulaire de l'autorisation correspondante à l'organisme de réglementation ;*
- vii) des programmes de collecte et d'analyse des données de l'expérience d'exploitation soient mis en place, qu'il soit donné suite aux résultats obtenus et aux conclusions tirées, et que les mécanismes existants soient utilisés pour mettre les données d'expérience importantes en commun avec des organismes internationaux et avec d'autres organismes exploitants et organismes de réglementation ;*
- viii) la production de déchets radioactifs résultant de l'exploitation d'une installation nucléaire soit aussi réduite que possible compte tenu du procédé considéré, du point de vue à la fois de l'activité et du volume, et que, pour toute opération nécessaire de traitement et de stockage provisoire de combustible irradié et de déchets directement liés à l'exploitation et se trouvant sur le même site que celui de l'installation nucléaire, il soit tenu compte du conditionnement et du stockage définitif.*

19.1 Processus d'autorisation et réglementation

19.1.1 Les autorisations de mise en service des réacteurs

L'arrivée de la première charge d'éléments combustibles neufs dans le bâtiment de stockage du réacteur ne peut intervenir qu'après autorisation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie. Cette autorisation est délivrée après examen par la DSIN :

- des conditions de stockage prévues par l'exploitant, qui lui ont été présentées au moins trois mois auparavant ;
- des conclusions d'une inspection qui a lieu peu de temps avant la date prévue pour l'arrivée des éléments combustibles.

Par ailleurs, six mois avant le chargement du réacteur, l'exploitant doit adresser aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie un rapport provisoire de sûreté, accompagné de règles générales d'exploitation (RGE) provisoires et d'un plan d'urgence interne (PUI) précisant l'organisation et les moyens à mettre en œuvre sur le site en cas d'accident. La DSIN consulte le GP pour les réacteurs sur ces documents, puis élabore son propre avis. C'est au vu de cet avis que les ministres peuvent autoriser le chargement du combustible et les essais de mise en service.

Pour les réacteurs nucléaires à eau sous pression, au moins quatre autorisations successives sont nécessaires dans la phase de démarrage :

- l'autorisation de chargement. Elle permet la mise en place des éléments combustibles fissiles dans la cuve du réacteur et le début des essais, combustibles en place (essais dits 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 par le DRIRE de la région Bourgogne, en application d'un arrêté du 26 février 1974 (voir § 7.2.2.1). Ce procès-verbal matérialise la décision qui sanctionne, au-delà de l'essai hydraulique, les conditions de conception et de fabrication du circuit primaire ;
- 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 à l'arrêt définitif et de démantèlement

L'article 6 ter du décret n°63-1228 du 11 décembre 1963 prescrit que, lorsqu'un exploitant prévoit, pour quelque cause que ce soit, la mise à l'arrêt définitif de son installation, il doit en informer le directeur de la sûreté des installations nucléaires en lui adressant :

- un document justifiant l'état choisi pour l'installation après son arrêt définitif et indiquant les étapes de son démantèlement ultérieur ;
- un rapport de sûreté applicable aux opérations de mise à l'arrêt définitif et les dispositions permettant d'assurer la sûreté de l'installation ;
- les règles générales de surveillance et d'entretien à observer pour maintenir un niveau satisfaisant de sûreté ;
- une mise à jour du PUI du site de l'installation concernée.

L'exploitant doit également joindre à son dossier, au titre de la réglementation générale relative à la protection de la nature, une étude d'impact sur l'environnement des dispositions proposées.

La mise en œuvre de ces diverses dispositions est subordonnée à leur approbation par décret contresigné par les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, après avis conforme du ministre chargé de la santé, la CIINB ayant été consultée au préalable.

Dans certains cas, des opérations comme le déchargement et l'évacuation des matières nucléaires, l'élimination de fluides ou des actions de décontamination et d'assainissement, peuvent être réalisées dans le cadre du décret 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 réglementairement, après ces éventuelles opérations dites de « cessation définitive d'exploitation », deux phases successives de travaux, à savoir :

- les opérations de « mise à l'arrêt définitif », autorisées par décret comme indiqué ci-dessus, qui portent principalement sur le démontage des matériels externes à l'îlot nucléaire et non nécessaires au maintien de la surveillance et de la sûreté de celui-ci, le maintien ou le renforcement des barrières de confinement, l'établissement d'un bilan de radioactivité. Elles permettent en général d'atteindre le niveau 1 de démantèlement ;
- 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. Ces travaux peuvent conduire l'installation au niveau 2 de démantèlement, voire au niveau 3, compte tenu de l'état final recherché.

Dès lors que – ce qui est souvent le cas – les travaux de démantèlement affectent suffisamment l'installation pour en changer la nature, tout en lui conservant son statut d'INB, il y a création d'une nouvelle INB qui doit faire l'objet d'une nouvelle autorisation délivrée par décret à l'issue d'une procédure complète comportant une enquête publique. Généralement, l'installation considérée devient une unité d'entreposage de ses propres matériels laissés en place.

Si les travaux de démantèlement sont poussés jusqu'au stade où la radioactivité totale des substances radioactives restantes devient inférieure au minimum réglementaire justifiant le classement comme INB, l'installation pourra être rayée de la liste des INB (déclassement). Elle pourra alors, selon le niveau résiduel de radioactivité, se voir appliquer les dispositions de la loi du 19 juillet 1976 relative aux ICPE et être soumise à ce titre à une procédure, soit de déclaration, soit d'autorisation.

La DSIN fera paraître prochainement une instruction concernant les divers aspects techniques et administratifs de la mise à l'arrêt définitif et du démantèlement des INB. Ce texte prendra en compte, notamment, l'expérience acquise en la matière depuis janvier 1990, date à laquelle le décret précité du 11 décembre 1963 relatif aux installations nucléaires a été complété sur ce point.

19.1.3 Les autorisations de rejets d'effluents liquides et gazeux et de prélèvements d'eau

Le fonctionnement normal des installations nucléaires produit des effluents radioactifs. Leur rejet dans l'environnement est soumis à des conditions strictes, précisées par une autorisation réglementaire, afin de protéger le personnel, le public et les milieux naturels. Cette autorisation concerne les effluents radioactifs liquides et les effluents radioactifs gazeux. Elle tient compte de la radioactivité ainsi que des caractéristiques chimiques de ces deux types d'effluents radioactifs.

Par ailleurs, le fonctionnement de la plupart des installations nucléaires nécessite également, dans le milieu environnant et selon les cas, des prélèvements d'eau et des rejets d'effluents liquides et gazeux non radioactifs.

En application du décret n° 95-540 du 4 mai 1995 relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des INB, une même autorisation, délivrée au niveau ministériel, peut réglementer, le cas échéant, les rejets d'effluents liquides et gazeux radioactifs et non radioactifs ainsi que les prélèvements d'eau d'une INB considérée. La procédure, explicitée par deux circulaires interministérielles (santé – industrie – environnement) des 6 novembre 1995 et 20 mai 1998, est menée sur le fondement d'une seule et même demande établie en conséquence, le service instructeur étant dans tous les cas la DSIN.

Les règles de procédure du décret précité s'appliquent également aux installations classées 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.

19.1.3.1 Présentation de la demande d'autorisation

La demande relative aux rejets d'effluents et prélèvements d'eau porte sur l'ensemble des opérations pour lesquelles une autorisation est sollicitée. Elle est adressée aux ministres chargés de l'industrie et de l'environnement. Cette demande comprend, outre divers plans, cartes et renseignements, une description des opérations ou activités envisagées ainsi qu'une étude de leur impact sur l'environnement comportant les mesures compensatoires proposées et les moyens de surveillance prévus.

19.1.3.2 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.

19.1.3.3 Consultation du public et des autorités et organismes locaux

Les ministres chargés de l'industrie et de l'environnement, après avoir demandé à l'exploitant, le cas échéant, des compléments ou des modifications au dossier, transmettent la demande ainsi que les avis des ministres au préfet du département concerné.

Le préfet provoque une conférence administrative entre les services déconcentrés de l'Etat dont la consultation lui paraît utile et soumet la demande d'autorisation à une enquête publique dans des conditions similaires à celles décrites au § 18.1.2.2 ci-dessus pour les autorisations de création.

Toutefois, dans la présente procédure, 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.

19.1.3.4 L'arrêté interministériel d'autorisation

Le préfet transmet ensuite les résultats de la conférence administrative, des consultations et de l'enquête, avec son avis, aux ministres chargés de l'industrie et de l'environnement.

L'autorisation est accordée par arrêté conjoint des ministres chargés de la santé, de l'industrie et de l'environnement.

Cet arrêté fixe, dans le cadre de règles techniques générales définies par un arrêté réglementaire du 26 novembre 1999 (voir § 7.2.2.1) :

- a) les limites des prélèvements et des rejets auxquels l'exploitant est autorisé à procéder ;
- b) les moyens d'analyse, de mesure et de contrôle de l'ouvrage, de l'installation, des travaux ou de l'activité, et de surveillance de leurs effets sur l'environnement ;
- c) les conditions dans lesquelles l'exploitant rend compte, aux ministres chargés de la santé et de l'environnement et au préfet, des prélèvements d'eau et des rejets qu'il a effectués, ainsi que des résultats de la surveillance de leurs effets sur l'environnement ;
- d) les modalités d'information du public.

A la demande du bénéficiaire de l'autorisation ou à leur propre initiative, les ministres chargés de la santé, de l'industrie et de l'environnement peuvent, après consultation du Conseil départemental d'hygiène, modifier par arrêté les conditions prévues dans l'arrêté d'autorisation.

Enfin, toute modification apportée par l'exploitant à l'installation ou à son mode d'utilisation, et de nature à entraîner des conséquences sur les rejets d'effluents ou sur les prélèvements d'eau, doit être portée

avant sa réalisation à la connaissance des ministres chargés de l'industrie et de l'environnement, qui consultent le ministre chargé de la santé. S'ils estiment que la modification est de nature à entraîner des dangers ou des inconvénients pour l'environnement, ils peuvent exiger le dépôt d'une nouvelle demande d'autorisation.

19.1.4 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.

19.1.5 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 concerné par 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 48 heures à l'Autorité de sûreté en application des dix critères suivants, fixés par une lettre de l'ASN de 1982 :

- arrêt automatique de réacteur ;
- mise en service des systèmes de sauvegarde ;
- incident mettant en cause directement ou qui aurait pu mettre en cause les STE si le même incident s'était produit dans un état différent ;
- agression externe susceptible d'affecter la sûreté ;
- acte ou tentative de malveillance susceptible d'affecter la sûreté ;
- rejet de produit radioactif incontrôlé ;
- incident impliquant une exposition aux rayonnements ionisants supérieure aux limites fixées par la réglementation ;
- incident d'origine nucléaire ayant entraîné mort d'homme ou blessure grave ;
- défaut de conception ;
- toute autre anomalie jugée significative par l'exploitant ou l'Autorité de sûreté et n'étant pas couverte par un des neuf premiers critères.

Les incidents sont systématiquement classés selon l'échelle INES. Un compte rendu d'incident doit être adressé par l'exploitant à l'Autorité de sûreté dans les 2 mois.

Les modalités de l'action de l'Autorité de sûreté sont indiquées au § 7.3.2.4.1.

19.2 Mesures prises par EDF

19.2.1 Mise en service de réacteurs à EDF

Les essais de mise en service suivent les programmes de principe d'essais (PPE) qui précisent, par système élémentaire ou par famille d'essais, le but et la liste des essais à réaliser pour la mise en service de la fonction ainsi que les critères à respecter.

La description détaillée des essais à réaliser est indiquée dans une procédure d'exécution d'essais (PEE) qui précise les modalités de réalisation de chaque essai et ses critères d'acceptation.

Les essais de mise en service comportent :

- des essais préliminaires : essais à blanc (contrôle fil à fil, conformité des séquences aux diagrammes logiques), essais de rotation des pompes, mise en propreté des circuits... ;
- des essais d'ensemble :
 - essais fonctionnels cuve ouverte (EFCO) : essais du système d'injection de sécurité RIS et du système de refroidissement à l'arrêt RRA ;
 - essais à froid : essais d'ensembles fonctionnels, le circuit primaire n'étant pas en température ;
 - essais à chaud : essais des ensembles fonctionnels de la chaudière dans toute la gamme de pression et de température ;
 - chargement et essais précritiques avant divergence ;
 - montée en puissance ;
 - essais de performances : par exemple, le bilan thermique de la chaudière qui permet de mesurer la puissance fournie par le réacteur ;
 - essais "tête de série" réalisés sur la première tranche de chaque palier, par exemple la vérification du comportement vibratoire des internes de la cuve.

Les PEE complétées par les fiches de relevés et par les résultats des essais deviennent des relevés d'exécution d'essais (REE). Des fiches d'analyse des relevés d'exécution d'essais (FAREE) sont établies pour les matériels importants pour la sûreté.

Ces documents sont analysés par les agents sur site et par les Centres d'ingénierie nationaux. L'analyse des résultats obtenus peut conduire à des reprises d'essais. Ces documents sont ensuite remis à l'exploitant qui est responsable de leur archivage. La coordination et la planification des essais sont assurées par un groupe formé par l'exploitant et les constructeurs.

Les incidents d'essais sont mentionnés dans la base de données nationale, et s'ils sont significatifs pour la sûreté, déclarés à l'Autorité de Sûreté.

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'Autorité de sûreté. Les principaux résultats des essais d'ensemble et des essais particuliers sont examinés. La DSIN 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 RGE et le chapitre 3 pour les réacteurs d'EDF

Les installations doivent être exploitées conformément aux règles générales d'exploitations (RGE), document réglementaire qui comporte 10 chapitres.

Chapitre 1 : Organisation au stade de l'exploitation

Chapitre 2 : Organisation de la qualité

Chapitre 3 : Spécifications techniques d'exploitation

Chapitre 4 : Organisation de la sécurité-radioprotection

Chapitre 5 : Procédures de rejets radioactifs liquides et gazeux

Chapitre 6 : Conduite à tenir en cas d'incident ou d'accident

Chapitre 7 : Plan d'urgence interne

Chapitre 8 : Consignes de conduite

Chapitre 9 : Essais périodiques des systèmes IPS

Chapitre 10 : Essais physiques relatifs au cœur des réacteurs

Le premier rôle des STE 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 "requisées". Un matériel ou système est disponible si et seulement si on peut démontrer sans délai qu'il est capable d'assurer les fonctions qui lui sont assignées avec les performances requises (délai de mise en service notamment) :

- en particulier, les équipements auxiliaires nécessaires à son fonctionnement et à son contrôle-commande sont eux-mêmes disponibles ;
- les programmes d'essais périodiques des RGE relatifs à ces équipements ou ces systèmes sont effectués normalement (respect de la périodicité, tolérance incluse, et du mode opératoire) et les résultats sont satisfaisants.

Un équipement disponible peut être à l'arrêt.

Une indisponibilité peut être :

- fortuite : elle fait directement suite à la découverte inopinée d'une anomalie de fonctionnement du matériel concerné, détectée par un des moyens à la disposition de l'exploitant. L'occurrence de ce type d'indisponibilité est, par définition, aléatoire ;
- programmée : sa périodicité et sa cause sont connues et préétablies (réalisation du programme de maintenance préventive ou d'essais périodiques). L'occurrence de ce type d'indisponibilité est, par définition, certaine ;

- autre : ni fortuite ni programmée. C'est le cas des indisponibilités occasionnées par la réalisation d'une modification ou d'un contrôle particulier non consécutif à la détection d'une anomalie, voire de la requalification après une telle intervention.

L'existence d'une non-conformité à une règle des STE dans un état de tranche où cette règle doit être respectée (dépassement d'une limite d'un domaine d'exploitation, indisponibilité d'un matériel requis) constitue un événement. Pour chaque domaine d'exploitation, les STE définissent la conduite à tenir à la suite d'un événement : état de repli, délai (d'amorçage) de repli ou délai de réparation. La conduite à tenir dépend du groupe auquel appartient l'événement.

La définition de deux groupes d'événements est directement liée à la démonstration de sûreté décrite dans le rapport de sûreté.

Appartient au groupe 1 :

- toute non-conformité aux hypothèses des études d'accident ;
- toute non-conformité à des critères de sûreté aux conséquences inacceptables sur le cœur ou le confinement.

Appartiennent au groupe 2 :

- les indisponibilités de matériels ou de systèmes qui n'invalident pas directement la démonstration de sûreté.

L'état de repli est un état du réacteur où l'événement n'affecte pas ou affecte moins la sûreté de la tranche. On passe du domaine d'exploitation initial à l'état de repli en appliquant les procédures d'exploitation normale.

Les manœuvres de passage en état de repli doivent impérativement commencer dans le délai requis «d'amorçage» qui laisse le temps pour faire un diagnostic, évaluer la situation, envisager une réparation, préparer le passage en état de repli. Le délai de réparation est autorisé pour intervenir et retrouver la disponibilité du matériel requis.

Toute dérogation aux STE doit être exceptionnelle et ne peut être utilisée qu'après accord de la DSIN. Pour obtenir cet accord, il faut présenter à l'Autorité de sûreté 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

Le chapitre IX 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.

Partie D - Article 19 : Exploitation

Les essais périodiques décrits dans le chapitre IX des RGE concernent tous les systèmes élémentaires classés IPS (y compris IPS-NC) de l'installation nucléaire. Néanmoins en sont exclus :

- les systèmes faisant par ailleurs l'objet de contrôles réglementaires ;
- les systèmes auxiliaires dont la disponibilité fait l'objet d'une surveillance continue et permanente et qui ne changent pas de configuration pour une mission de sauvegarde.

Les essais périodiques ne sont valides que si le niveau de sûreté de conception a bien été obtenu, ce qui impose que :

- la conception de la tranche ait été en préalable validée par des essais de tête de série sur au moins une tranche du palier ;
- la qualité de réalisation ait été vérifiée sur chaque tranche du palier par un processus de contrôle qualité impliquant des essais de réception ou de qualification lors de la mise en service initial ;
- les essais de réception ou de qualification précédents n'aient pas été remis en cause par des interventions de maintenance, de modification ou toute autre sortie du domaine courant d'exploitation ayant pu altérer les performances d'un matériel ou d'un sous-ensemble fonctionnel. Si tel n'est pas le cas, un nouveau processus de contrôle dit de requalification doit être exécuté préalablement à la reprise du programme d'essais périodiques.

Les systèmes les plus importants pour la sûreté font l'objet d'une note d'analyse d'exhaustivité. Celle-ci vise à déterminer l'ensemble des contrôles nécessaires pour s'assurer de la disponibilité des matériels et de leur aptitude à remplir leur fonction.

Tous les systèmes IPS font l'objet d'une règle d'essais périodiques qui fournit les éléments nécessaires à la rédaction des gammes d'essais : conditions de réalisation de l'essai, critères d'acceptabilité de l'essai (valeurs admissibles des paramètres et intervalles de tolérance associés), périodicités de réalisation. Les règles d'essais périodiques et les tableaux récapitulatifs associés sont soumis pour approbation à l'Autorité de sûreté.

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...). L'utilisation de cette tolérance ne doit pas conduire au décalage de la programmation de l'essai suivant.

Le chapitre X définit le programme des essais physiques relatifs au cœur des réacteurs ; ce chapitre, créé en 1997 afin de rassembler de manière cohérente les essais préexistants, est progressivement introduit dans les RGE des différents paliers de réacteurs.

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 engagé 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).

Les règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques (RSEM) présentent les opérations de base de la surveillance en exploitation réalisées sur les matériels mécaniques et les appareils à pression, en application de la réglementation : visites, épreuves, essais hydrauliques, contrôles non destructifs, surveillance des matériaux vis-à-vis de l'irradiation, règles de remplacement ou de réparation des matériels. Les RSEM sont prises en compte dans les programmes de base de maintenance préventive (PBMP).

A la suite d'une intervention, d'une modification ou d'un événement d'exploitation, les essais de requalification permettent de s'assurer que les performances requises à la conception sont maintenues ou retrouvées.

La requalification débute généralement par la requalification du matériel (requalification intrinsèque); elle s'achève avec la requalification du système ou d'un sous-ensemble fonctionnel (requalification fonctionnelle). La requalification fait partie intégrante de l'intervention. Elle fait l'objet d'une préparation au début de l'intervention, qu'elle soit programmée ou fortuite.

Cette préparation consiste à définir :

- la nécessité ou non de la requalification ;
- la nature des essais de requalification (type d'essai, mode opératoire, critères à vérifier, conditions de réalisation) ;
- les compléments ou mesures compensatoires nécessaires en l'absence d'essais adaptés.

Les documents d'intervention contiennent l'analyse faite lors de la préparation et le compte rendu de l'exécution avec le résultat de la requalification. L'atteinte des résultats des requalifications et le traitement des écarts éventuels sont un préalable à la déclaration de disponibilité des matériels ou systèmes.

19.2.4 Gestions des incidents et accidents pour les réacteurs d'EDF

Les paramètres d'exploitation (pression, température, flux neutronique, activité, débit...) sont mesurés en permanence à l'aide de capteurs et constituent autant d'indicateurs du fonctionnement de l'installation. En cas de dépassement des critères prédéfinis, les automatismes de la centrale détectent le phénomène et déclenchent une alarme en salle de commande afin que les opérateurs soient

informés de l'événement, analysent la situation et prennent les dispositions de conduite qui sont notamment imposées par les STE.

L'analyse des alarmes et des grandeurs physiques peut conduire l'opérateur à un diagnostic d'entrée dans une procédure incidentelle.

Le chapitre VI 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 sauvetage...) 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'enveloppe de confinement ;
- de définir l'objectif général de la conduite à tenir, directement en fonction de cet état (passage à un état de repli par exemple) ;
- de définir les priorités entre fonctions d'état ;
- de préciser toutes les actions nécessaires pour maîtriser la situation par le contrôle des fonctions d'état (si les systèmes normalement utilisés sont indisponibles, des systèmes de substitution sont retenus suivant un ordre de priorité) ;
- d'effectuer une surveillance générale de la disponibilité des principaux systèmes utilisés, pour déclencher si nécessaire les substitutions ou la restauration des systèmes indisponibles.

L'ensemble comprenant l'identification de l'état physique, la définition des priorités, les actions de contrôle des fonctions d'état pour atteindre l'objectif général, constitue une stratégie de conduite.

Ce processus est repris cycliquement.

Cette conduite couvre tous les incidents ou accidents dits "thermohydrauliques" (brèches primaires, brèches secondaires, échauffement du cœur...) simples ou multiples, cumulés ou non avec des pertes de systèmes, des pertes de sources électriques, ou des défaillances humaines.

19.2.5 Ingénierie du parc EDF

L'ingénierie du parc comprend des composantes nationales et des ingénieries de sites. Au-delà de la prise en compte du retour d'expérience événementiel, ses domaines privilégiés sont la préparation de l'avenir, l'anticipation des difficultés et la mise au point de stratégies de traitement des évolutions du parc. Cette activité de « veille-anticipation » couvre les grandes performances du parc : sûreté, disponibilité, durée de vie, compétitivité, sécurité, radioprotection, dosimétrie et environnement.

19.2.6 Déclaration des anomalies ou incidents par EDF

EDF déclare à l'Autorité de sûreté les anomalies ou incidents significatifs dans les plus brefs délais. Il prend des dispositions appropriées à cet égard vis-à-vis de ses prestataires. La déclaration décrit les mesures déjà prises ou envisagées pour limiter l'extension de l'anomalie ou de l'incident et, le cas échéant, pour en atténuer les conséquences. Si l'installation est en fonctionnement, la déclaration précise les dispositions prises ou prévues pour la poursuite ou la reprise de l'exploitation dans des conditions de sûreté satisfaisantes.

Les anomalies ou incidents significatifs font l'objet d'une analyse approfondie pour déterminer avec précision leurs causes et leurs conséquences directes ou potentielles pour la sûreté et pour en tirer les enseignements utiles pour l'activité concernée par la qualité affectée et, le cas échéant, pour d'autres activités concernées par la qualité. Un dossier est constitué et tenu à jour pour chaque anomalie ou incident significatif qui contient notamment les éléments de cette analyse. EDF informe périodiquement le chef de l'Autorité de sûreté de l'état du dossier précité.

19.2.7 Le retour d'expérience à EDF

L'expérience d'exploitation d'EDF est particulièrement importante puisqu'elle représente aujourd'hui environ 1000 années-réacteurs. Le volume des informations qui arrivent des 58 tranches en exploitation impose une rigoureuse hiérarchisation afin d'obtenir un traitement pertinent vis-à-vis de la sûreté. La hiérarchisation mise en œuvre par EDF comprend les 3 niveaux suivants.

- Les événements importants pour la sûreté sont enregistrés par les sites dans une base de données commune afin de permettre un partage d'expérience (environ 10 000 par an). Ces événements sont traités en local, et également examinés chaque semaine au niveau national par un groupe interdisciplines. Ceci permet de détecter de façon précoce des problèmes récurrents et potentiellement génériques.
- Les événements significatifs pour la sûreté (environ 400 par an) font l'objet d'une analyse réalisée sur le site, puis examinée au niveau national. Chaque site utilise la méthode d'analyse définie au niveau national par un guide et des formations adaptées. Certaines analyses sont traitées directement avec l'appui national si l'enjeu ou le caractère générique le justifie.
- Pour certains événements significatifs les plus marquants pour la sûreté (environ 40 par an), une évaluation du risque potentiel d'endommagement du cœur est réalisée grâce à une approche probabiliste. La méthode employée permet d'identifier les scénarios de dégradation les plus probables et ainsi de déterminer le caractère précurseur de l'incident. Les mesures correctives retenues seront reliées au caractère plus ou moins fortement précurseur de l'événement.

Le regroupement d'incidents de même nature permet d'élaborer, à l'issue d'une analyse de deuxième niveau, des plans d'action de nature à éviter le renouvellement d'états défaillants ou d'actions inappropriées. L'évolution du nombre d'incidents d'une nature donnée (erreur de lignage, non-conformité aux STE...) peut être considérée comme un indicateur de l'efficacité des mesures prises.

Les informations concernant les matériels qui ont été stockées dans la base de données citée plus haut sont également examinées périodiquement pour détecter d'éventuelles dérives de fiabilité, et également mesurer l'effet bénéfique des mesures de maintenance ou des modifications mises en œuvre.

19.2.8 Les déchets des réacteurs d'EDF

La gestion des déchets comporte les phases principales suivantes :

- le « zonage déchets »¹ ;
- la collecte ;
- le tri ;
- la caractérisation ;
- le traitement ;
- l'entreposage ;
- l'expédition.

La gestion des déchets, qu'ils soient radioactifs ou conventionnels, est conforme à la réglementation française en matière d'élimination des déchets et de récupération des matériaux. La collecte est une phase sensible de la gestion des déchets dans les installations nucléaires.

Les déchets sont collectés de façon sélective, soit directement par le process, soit par les intervenants au niveau des chantiers. Dès la phase de collecte, la gestion physique des déchets radioactifs doit être, à tout niveau, distincte de celle des déchets conventionnels.

Les opérations de tri tiennent compte notamment de la spécificité des traitements, des conditionnements, des transports, des filières d'élimination ou de valorisation des déchets. Le tri des déchets est généralement effectué selon leur état physico-chimique (pré-caractérisation) : il consiste en particulier à isoler les déchets interdits au stockage en surface, à séparer les déchets compactables ou combustibles de ceux qui ne le sont pas, et, plus précisément pour les déchets radioactifs, à les répartir selon leur niveau d'activité et leur composition radiochimique.

Les déchets, une fois triés, sont caractérisés de manière qualitative et quantitative : masse, propriétés et composition physico-chimiques, éventuel contenu radioactif... Cette caractérisation est nécessaire au respect des réglementations existantes et aux spécifications techniques qui en découlent, notamment concernant les procédés de traitement, de conditionnement, d'élimination ou de valorisation.

L'expédition des déchets dans le cadre de filières d'élimination ou de valorisation ne se fait que vers des industriels autorisés à recevoir de tels déchets. Des dispositions particulières sont applicables au transport des déchets radioactifs.

Une traçabilité des étapes de la gestion des déchets depuis leur caractérisation jusqu'à leur lieu d'élimination ou de valorisation doit être assurée.

¹ Le « zonage déchets » divise les installations en zones qui produisent des déchets nucléaires (ou radioactifs) et en zones qui produisent des déchets conventionnels. Il tient compte de la conception et de l'historique de l'exploitation des installations et il est confirmé par des contrôles radiologiques.

Les filières de fusion des déchets métalliques et d'incinération des déchets solides combustibles et liquides sont opérationnelles depuis 1999. Elles permettent de traiter les déchets de faible activité (aciers, vêtements, matériels issus de la maintenance ou du démantèlement) avant stockage en surface.

19.3 Mesures prises par l'exploitant CEA

Comme rappelé au § 14.3, la centrale Phénix est soumise aux mêmes exigences que les autres réacteurs électronucléaires français.

19.3.1 Documents d'exploitation du réacteur Phénix

Les documents de base de l'installation sont au nombre de trois :

- le rapport de sûreté, qui décrit le réacteur, ses composants et leurs caractéristiques ;
- les règles générales d'exploitation ;
- les prescriptions techniques.

Toute phase d'exploitation doit rester dans le cadre autorisé par ces documents imposés par l'Autorité de sûreté.

Toute situation d'exploitation s'écartant du cadre défini doit, au préalable, faire l'objet d'une analyse de sûreté suivie d'une demande de dérogation soumise à l'accord de l'Autorité de sûreté.

Les documents de base sont complétés par un ensemble de procédures et de consignes garantissant que toutes les opérations se font dans le respect des règles applicables. Les procédures et les consignes sont gérées par les services concernés.

Le suivi des prestataires fait l'objet de documents qualité spécifiques afin d'assurer le même respect des règles d'exploitation.

19.3.2 Contrôles, maintenance et essais de Phénix

Afin de vérifier le bon fonctionnement des éléments importants pour la sûreté (EIS) de la centrale et d'assurer leur disponibilité, des contrôles et essais périodiques sont réalisés sur ces matériels et systèmes. Leur périodicité est clairement 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 Phénix.

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 limiter les défaillances de ces matériels et de les maintenir dans un état permettant d'assurer leur fonction avec les performances requises. Cette maintenance préventive est réalisée périodiquement de même que les contrôles et essais périodiques, conformément à des modes opératoires validés et accompagnés d'une analyse de risque lorsque l'intervention est susceptible d'avoir un impact sur la sûreté.

19.3.3 Procédures incidentelles et accidentelles à Phénix

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.

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 été approuvées par l'Autorité de sûreté.

19.3.4 Traitement des anomalies et des incidents - REX à Phénix

Les anomalies font l'objet de fiches d'écart et les incidents significatifs font l'objet de déclarations à l'Autorité de sûreté. Les anomalies et les incidents sont analysés avec le personnel concerné. Le retour d'expérience (REX) fait partie intégrante du traitement de l'écart et l'analyse est étendue à l'ensemble des matériels et systèmes pouvant aboutir à un tel écart.

Les incidents significatifs ont été peu nombreux durant ces dernières années.

On notera :

- la contamination de deux agents par suite d'un défaut d'étanchéité ;
- une anomalie de fonctionnement d'une membrane de protection d'un générateur de vapeur ;
- la perte d'un litre d'huile dans le bloc réacteur par suite d'une erreur de manipulation lors de l'entretien d'une pompe primaire.

19.3.5 Les déchets du réacteur Phénix

La production des déchets fait aussi l'objet d'un suivi pour en assurer la réduction.

Trois actions ont été menées pour réduire la production des déchets :

- la sensibilisation du personnel ;
- une campagne d'affichage ;
- une campagne de tri sélectif.

C'est ainsi, par exemple, que la production de déchets de très faible activité à Phénix a été réduite à une centaine de m3/an, même en période d'arrêt et de chantiers.

19.4 Analyse par l'ASN de l'exploitation des centrales nucléaires

19.4.1 Analyse de l'organisation d'EDF

Dans le cadre de son action de contrôle, l'ASN a des relations avant tout avec la DPN (Division de la production nucléaire d'EDF). Les interlocuteurs de l'ASN sont les services centraux pour ce qui concerne les problèmes majeurs rencontrés sur les centrales et pour les affaires génériques, c'est-à-dire concernant une partie voire la totalité des réacteurs du parc ; ces interlocuteurs sont les centrales pour ce qui concerne spécifiquement la sûreté des réacteurs qui s'y trouvent. Les dossiers relatifs à la conception des équipements et aux études qui s'y rapportent sont, quant à eux, traités en premier lieu avec la DIS (Division ingénierie et services de la DPN).

L'ASN mène depuis 1997 une action d'observation et d'évaluation des effets, en termes de sûreté, de la politique de déconcentration des responsabilités mise en œuvre par EDF et des relations entre les sites nucléaires et les moyens centraux du parc. En décembre 1998, elle avait relevé un certain nombre de faiblesses organisationnelles et managériales et demandé à EDF de mener des actions correctives.

En 2000, des inspections ont été réalisées sur l'ensemble des sites nucléaires, sur le thème de la conduite des plans d'actions locaux issus du projet "combustible" initié par les services centraux. Ce projet vise, d'une part, à obtenir la maîtrise par les sites nucléaires de leurs processus d'exploitation du combustible, et, d'autre part, à clarifier les responsabilités de chaque acteur (interne et externe au site) de ces processus. Les constats issus des inspections montrent encore la jeunesse de la nouvelle

organisation d'EDF et des difficultés des sites à prendre en charge, de manière précipitée, des responsabilités dans les domaines où les ingénieries locales sont insuffisamment armées.

EDF a présenté à la DSIN, en décembre 2000, un premier bilan des évolutions engagées en 1999 pour mieux encadrer et accompagner la politique de déconcentration des responsabilités vers les sites nucléaires, et les nouvelles actions envisagées. L'Autorité de sûreté a noté que ces évolutions récentes répondent dans leur principe aux points faibles relevés ; il est cependant prématuré de porter un jugement sur leur efficacité.

19.4.2 Analyse de l'organisation du CEA

L'évolution constante des installations du Commissariat à l'énergie atomique (CEA), due à leur vocation de recherche, impose un suivi particulier et de fréquentes mises à jour de leurs documents de sûreté. L'action de l'ASN se situe à deux niveaux :

- elle développe, au plan national, une approche globale sur des sujets dits "génériques" qui concernent plusieurs installations ; l'interlocuteur principal est, en général, le directeur de la sûreté nucléaire et de la qualité placé auprès de l'Administrateur Général du CEA ;
- elle instruit, en tant que de besoin, les dossiers de sûreté propres à chacune des INB du CEA ; les interlocuteurs principaux sont le directeur de Centre et le chef de l'installation concernée.

Le CEA a décidé de rénover et de préciser son organisation en matière de sûreté nucléaire et de qualité en 1998. Deux notes d'instructions générales ont été diffusées à cet effet. Elles créent notamment des commissions de sûreté qui apportent leur appui aux directeurs de Centre pour la mise en œuvre d'un système d'autorisations internes. En décembre 1998, l'ASN a indiqué au CEA qu'elle prenait acte de ces dispositions et qu'elle comptait suivre leur mise en application dans le cadre d'une période probatoire.

Parallèlement, une réflexion a été engagée par l'ASN et le CEA pour définir plus précisément le domaine de fonctionnement autorisé de l'ensemble des installations du CEA, afin d'établir une distinction plus nette entre les opérations placées sous le contrôle direct des directeurs de Centre, assistés s'il y a lieu de commissions de sûreté, et celles qui nécessitent un accord formel de l'ASN.

Cette réflexion a pour dessein d'affiner le cadre formel nécessaire au CEA pour gérer avec plus de souplesse les modifications du référentiel de sûreté associées à l'évolution de ses installations et à ses activités de recherche.

19.4.3 Analyse des règles générales d'exploitation et de la conduite à EDF

Les chapitres des RGE d'EDF les plus importants pour la sûreté font l'objet d'un examen attentif par l'ASN. Il s'agit des chapitres III (spécifications techniques d'exploitation ou STE), VI (conduite à tenir en cas d'incident ou d'accident), IX (programme de contrôles et d'essais périodiques) et X (programme des essais physiques relatifs au cœur des réacteurs).

19.4.3.1 Analyse des spécifications techniques d'exploitation (STE)

En 2000, la DSIN a examiné et approuvé les STE applicables aux réacteurs du palier CP0 pour une nouvelle gestion combustible, ainsi que les nouvelles STE du palier CPY dont l'application progressive a débuté.

L'ASN tient à ce que la qualité du processus d'élaboration des documents de conduite soit améliorée, pour que l'appropriation de ces documents par les sites se fasse dans de bonnes conditions. L'incident de Dampierre, Bugey et Tricastin du 23 juin 2000 (mise en indisponibilité prématurée d'un système de sauvegarde du réacteur - en l'occurrence le système d'injection de sécurité - dans une phase de la mise à l'arrêt où sa disponibilité est encore requise par les spécifications techniques d'exploitation pour faire

face à une brèche du circuit primaire) illustre les conséquences d'un processus de mise en œuvre mal maîtrisé.

19.4.3.2 Les dérogations aux STE

Lorsqu'un exploitant estime ne pas pouvoir ou souhaite, pour des raisons de sûreté, ne pas respecter strictement les STE lors d'une phase d'exploitation ou d'une intervention, il doit formuler au cas par cas une demande de dérogation auprès de l'ASN. Celle-ci analyse cette demande et décide de son acceptabilité en imposant le cas échéant des mesures compensatoires au non-respect des STE.

Cependant, l'ASN est attachée à la primauté des STE et demeure vigilante quant à la limitation du nombre de dérogations. Aussi l'ASN a-t-elle engagé depuis 1993 une action continue visant à obtenir de la part d'EDF :

- un réexamen de la motivation des demandes de dérogation afin d'identifier celles qui justifieraient une adaptation des STE ;
- une anticipation par les services centraux des besoins des sites, notamment ceux liés à la réalisation de modifications nationales et d'essais périodiques.

19.4.3.3 Analyse des essais périodiques des systèmes importants pour la sûreté

En 2000, la DSIN a poursuivi l'examen et l'approbation des programmes d'essais périodiques des réacteurs. En particulier, l'intégralité des programmes des réacteurs du palier N4 a été approuvée.

Par ailleurs, afin d'améliorer l'efficacité de son action, la DSIN a décidé de modifier sa pratique quant à l'approbation des programmes d'essais en préalable à leur application sur site. Ainsi, il a été décidé de limiter cette approbation aux programmes d'essais périodiques des systèmes ayant la plus grande importance pour la sûreté, un examen par sondage des essais relatifs aux autres systèmes importants pour la sûreté étant conservé.

19.4.3.4 Analyse des essais relatifs au cœur des réacteurs

En 2000, la DSIN a poursuivi l'examen et l'approbation du chapitre X des RGE, qui est consacré au programme d'essais physiques relatifs au cœur des réacteurs et au programme d'essais des matériels requis pour la surveillance du cœur en exploitation.

Ainsi, les programmes relatifs aux réacteurs du palier N4 et à ceux du palier CP0 fonctionnant en nouvelle gestion de combustible ont été approuvés.

19.4.4 Analyse de l'approche par états à EDF

En 1998, la DSIN a autorisé le passage à la conduite APE (approche par états pour les situations accidentelles) des réacteurs du palier CPY. La première mise en application de ces procédures sur ce palier, sur les réacteurs 1 et 2 du Tricastin, a été soumise à autorisation par la DSIN, en raison des enjeux particuliers associés. Au cours de l'année 2000, seuls les réacteurs 3 et 4 du Tricastin ont été autorisés à passer à la conduite APE ; les problèmes rencontrés dans la simplification des mesures de niveau d'eau dans la cuve et de l'écart à la température de saturation de l'eau du circuit primaire en conditions accidentelles retardent le passage à la conduite APE des autres réacteurs du palier CPY. Les inspections menées en 2000 par l'ASN sur le site du Tricastin concernant la capacité des équipes à mettre en œuvre cette conduite en situation accidentelle ont montré des difficultés dans la maîtrise de cette instrumentation et des lacunes sur la formation et l'habilitation des opérateurs.

En ce qui concerne le palier CP0, l'ASN a autorisé en 1999 le passage à la conduite APE des réacteurs de Fessenheim. Le passage à la conduite APE de l'autre centrale de ce palier, le Bugey, a été autorisé pour la fin de l'année 2000. Les conditions de ce passage seront contrôlées en 2001 au moyen d'inspections dédiées.

19.4.5 Analyse des arrêts de tranche à EDF

Les arrêts de tranche pour rechargement sont mis à profit pour vérifier l'état de l'installation et réaliser les opérations de maintenance ainsi que les modifications programmées. De la qualité de ces interventions, dépendront la sûreté et la disponibilité du réacteur pendant le cycle suivant.

L'étendue des opérations de contrôle, qui a une incidence très forte sur la durée de l'arrêt, fait par ailleurs l'objet d'une attention toute particulière de l'ASN, car c'est l'élément majeur pour connaître l'état de l'installation.

A la demande de l'ASN, EDF a établi un recueil dénommé "Recueil des textes applicables aux arrêts de tranche" qui regroupe l'ensemble des exigences à respecter au cours des arrêts (champ du contrôle, étendue des vérifications, actions de maintenance...) dans lequel figurent également les prescriptions issues des dernières demandes ou décisions de l'ASN.

Compte tenu de l'enjeu, l'ASN suit avec attention le déroulement des arrêts de tranche. Le redémarrage de chaque réacteur qui a été arrêté plus de quinze jours est soumis à son accord, donné après examen des résultats des différentes opérations effectuées.

19.4.6 Analyse des incidents à EDF

Les anomalies ou incidents significatifs font l'objet d'une analyse approfondie pour déterminer avec précision leurs causes et leurs conséquences directes ou potentielles pour la sûreté et pour en tirer les enseignements utiles pour l'activité concernée par la qualité affectée et, le cas échéant, pour d'autres activités concernées par la qualité. Un dossier est constitué et tenu à jour pour chaque anomalie ou incident significatif, qui contient notamment les éléments de cette analyse. L'exploitant informe périodiquement le chef de l'Autorité de sûreté de l'état du dossier précité.

Sur la période 1998-2000, le nombre d'incidents significatifs sur le parc nucléaire d'EDF est resté relativement stable aux environs de 450 par an, dont une centaine par an classés au niveau 1 sur l'échelle INES et 0 à 3 par an classés au niveau 2 sur cette même échelle ; aucun incident n'étant classé à un niveau supérieur à 2. Il est à noter l'occurrence de plusieurs incidents génériques, ce qui a entraîné leur réévaluation d'un niveau sur l'échelle par rapport au même incident pris isolément. Enfin, un certain nombre d'incidents déclarés depuis 1999 correspondent à des non-conformités découvertes depuis le démarrage de la recherche plus approfondie de telles non-conformités aux spécifications techniques.

Les incidents significatifs pour la sûreté font l'objet d'un suivi par l'ASN du programme proposé puis mis en place par EDF pour y remédier.

Sept incidents survenus sur des réacteurs électronucléaires durant ces trois dernières années ont été classés au niveau 2 de l'échelle INES par l'Autorité de sûreté :

- en mai 1998 : fuite de 30 m³ par heure sur une voie du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur Civaux 1, résultant d'une fissure traversante sur la soudure d'un coude de la zone de mélange entre eau chaude et froide ;
- en mars 1999 : irradiation d'un agent (340 mSv) intervenant sans autorisation dans une zone rouge d'accès strictement réglementé sur un réacteur du site du Tricastin ;
- en novembre 1999, incident générique sur le palier 1300 Mwe : défaillance de refroidissement des groupes électrogènes diesel de secours résultant d'une rupture de goupille d'une vanne de leur circuit de refroidissement ;
- en décembre 1999 : inondation du site du Blayais résultant de la tempête du 27 décembre entraînant l'indisponibilité prolongée de systèmes de sauvegarde des réacteurs 1 et 2 ;

- en avril 2000, incident générique : erreurs de procédures d'exploitation sur les centrales de Dampierre, Bugey et Tricastin, ayant entraîné une mise en indisponibilité prématurée d'un système de sauvegarde des réacteurs ;
- en novembre 2000 : accumulation d'incidents causés par des dysfonctionnements organisationnels et humains dans un temps très bref sur le site du Tricastin ;
- en avril 2001, incident générique sur le palier P'4 : anomalie affectant les vannes des circuits de sécurité de 12 réacteurs pouvant conduire à leur blocage par dilatation thermique.

19.4.7 Analyse de la gestion des déchets à EDF

Les inspections menées par l'ASN ont mis en évidence dans la plupart des centrales nucléaires d'EDF des conditions d'entreposage de déchets peu satisfaisantes du point de vue de la sûreté, de la radioprotection ou de la protection de l'environnement.

Les déchets concernés sont notamment des déchets très faiblement actifs, pour lesquels EDF ne dispose pas jusqu'ici de filières d'élimination adaptées. A moyen terme, EDF devrait pouvoir bénéficier pour ce type de déchets de filières d'élimination spécifiques. Cependant, cette situation conduit dans l'immédiat à une accumulation de déchets sur site, et donc à la création d'entreposages pour lesquels les installations ne sont pas adaptées.

Ainsi, des quantités parfois importantes de déchets sont entreposées dans des conditions qui peuvent présenter trois types de risques : un risque d'incendie de déchets combustibles susceptible d'affecter l'intégrité de l'installation, la dissémination de particules radioactives présentes dans les déchets et la pollution du sol ou de la nappe phréatique par des déchets liquides.

Fin 1997, la DSIN a demandé à EDF de prendre des mesures afin d'améliorer la situation des entreposages de déchets, en l'attente de leur élimination. Mais, bien que des actions aient été engagées par EDF depuis 1997 pour améliorer la situation, l'ASN a jugé nécessaire d'encadrer et d'accélérer les mesures prises.

En 2000, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a donc imposé à EDF les mesures suivantes :

- au 1er février 2001, l'inventaire par site des entreposages de déchets de très faible activité (quantités, nature, conditions d'entreposage) et l'analyse des risques liés aux conditions d'entreposage actuelles ;
- au 1er mars 2001, le respect de règles de base pour la gestion des entreposages (accès, protection du sol, lutte contre l'incendie) ;
- à terme, et au plus tard sous quatre ans, l'entreposage des déchets de très faible activité sur les sites dans des installations conçues et autorisées à cette fin.

Par ailleurs, la DSIN a demandé aux Groupes permanents d'experts pour les réacteurs nucléaires et pour les déchets de procéder à une évaluation de la gestion par EDF des déchets produits par ses installations nucléaires afin de permettre de définir des mesures optimisant cette gestion, de la production à l'élimination définitive des déchets.

Les études déchets correspondantes tiennent une part importante dans l'évaluation demandée aux Groupes permanents. Ces études ont été imposées au titre de l'arrêté interministériel du 31 décembre 1999 relatif aux prescriptions générales concernant l'environnement des installations nucléaires de base, et devaient être fournies, pour l'ensemble des sites, avant le 15 février 2001, échéance finalement repoussée d'une année.

19.5 Revue de la sûreté en exploitation par les organismes internationaux

La collaboration internationale de la France en matière de sûreté nucléaire a été décrite au chapitre 3. Dans ce cadre, il convient de mentionner dans le présent chapitre les évaluations de sûreté réalisées à la demande de la France par des experts de pays étrangers agissant pour le compte de deux organismes internationaux déjà cités : l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et l'Association mondiale des exploitants nucléaires (WANO).

19.5.1 Les évaluations de l'AIEA

Depuis de nombreuses années la France demande à l'Agence internationale pour l'énergie atomique d'effectuer des missions OSART, mais aussi ASSET, sur les réacteurs français. Le tableau ci-dessous résume les missions effectuées et prévues à la date de septembre 2001.

Date	Mission	Centrale
Octobre 1985	OSART	Tricastin
Octobre-novembre 1988	OSART	Saint-Alban
Janvier 1992	OSART	Blayais (limitée à 3 thèmes)
Mars 1992	OSART	Fessenheim
Mai 1992	ASSET	Fessenheim
Mars-avril 1993	OSART	Gravelines 3 et 4
Novembre 1993	ASSET	Paluel
Mars 1994	OSART	Cattenom
Novembre 1994	Post-OSART	Gravelines 3 et 4
Janvier-février 1995	OSART	Flamanville
Juin 1995	Post-OSART	Cattenom
Juin 1996	Post-OSART	Flamanville
Novembre 1996	OSART	Dampierre
Janvier 1998	OSART	Paluel
Juin 1998	Post-OSART	Dampierre
Octobre-novembre 1998	OSART	Golfech
Février 1999	OSART	Bugey
Juin 1999	Post-OSART	Paluel
Mars 2000	Post-OSART	Golfech
Juin 2000	Post-OSART	Bugey
Octobre 2000	OSART	Belleville
Janvier 2002	OSART	Tricastin
Mai 2002	Post-OSART	Belleville
Novembre-décembre 2002	OSART	Nogent
Automne 2003	OSART	Civaux

Les rapports de toutes ces missions ont été ou seront rendus publics. Des experts français participent également à de telles missions à l'étranger.

19.5.2 Les évaluations de WANO

De même, pour multiplier les regards extérieurs portés sur ses installations et leur exploitation, Électricité de France reçoit des missions d'observation de la World Association of Nuclear Operators ("Peer Reviews" de WANO) et contribue à de telles évaluations à l'étranger.

Le tableau ci-dessous 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	Fessenheim
2002	Chooz

La France tire profit de ces évaluations externes et compte poursuivre cette politique de sollicitation régulière des experts internationaux.

Activités prévues pour améliorer la sûreté

La France s'attache à rechercher de façon continue les possibilités d'amélioration de la sûreté des installations nucléaires. Dans cette optique les objectifs prioritaires portent sur les points suivants :

- améliorer la prise en compte du facteur humain et des problèmes d'organisation chez les exploitants, ces problèmes étant à la source de nombreux incidents ;
- faire progresser le contrôle en matière de radioprotection afin d'atteindre le même niveau que celui de la sûreté nucléaire ;
- assurer une meilleure prise en compte de problèmes de l'environnement, en particulier en révisant à la baisse les autorisations de rejets à l'occasion de leur renouvellement ;
- anticiper sur les problèmes de vieillissement, en particulier en faisant préparer les troisièmes 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 cette échéance ;
- formaliser par des textes réglementaires des exigences et des pratiques qui n'en font pas encore l'objet, de façon à maintenir une position claire et forte de l'Autorité de sûreté lorsque la dérégulation des marchés accroîtra les contraintes économiques sur les exploitants.

Bibliographie

- /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.1, octobre 1999.
- /3/ Sûreté nucléaire en France - Législation et Réglementation - Recueil n°1606 - Les éditions du Journal officiel, 4^{ème} édition, mai 1999.
- /4/ Rapport d'activité 1998 de l'Autorité de sûreté, mars 1999.
- /5/ Rapport annuel 1999 de l'Autorité de sûreté, mars 2000.
- /6/ Rapport annuel 2000 de l'Autorité de sûreté, mars 2001.
- /7/ Rapport d'activité 2000 de l'OPRI, 2001.
- /8/ EDF - Sûreté nucléaire 1998 - Rapport de l'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire, 1999.
- /9/ EDF - Sûreté nucléaire 1999 - Rapport de l'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire, 2000.
- /10/ EDF - Sûreté nucléaire 2000 - Rapport de l'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire, 2001.
- /11/ Sûreté nucléaire et radioprotection en 2000 - EDF Pôle industrie, 2001.

Liste des principales abréviations

AEN	Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire
AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
ASN	Autorité de sûreté nucléaire
BCCN	Bureau de contrôle des chaudières nucléaires
CANR	Comité de l'AEN pour les activités nucléaires réglementaires
CEA	Commissariat à l'énergie atomique
CNPE	Centre nucléaire de production d'électricité (EDF)
CIPR	Commission internationale de protection radiologique
CPxx	Palier "xx" de réacteur 900 MWe
CSIN	Comité de l'AEN pour la sûreté des installations nucléaires
CPP	Circuit primaire principal de réacteur REP
CSP	Circuit secondaire principal de réacteur REP
DDSC	Direction de la défense et de la sécurité civiles
DGS	Direction générale de la santé
DIN	Division des installations nucléaires au sein des DRIRE
DPN	Division production nucléaire d'EDF
DRIRE	Direction régionale de l'industrie, la recherche et l'environnement
DSIN	Direction de la sûreté des installations nucléaires
EDF	Electricité de France
EPS	Etude probabiliste de sûreté
GP	Groupe permanent d'experts (GPR = groupe permanent pour les réacteurs)
IGSN	Inspection générale pour la sûreté nucléaire (interne à EDF)
INB	Installation nucléaire de base
INES	Echelle internationale des événements nucléaires
INRA	Association internationale d'Autorités de sûreté
IPS	Important pour la sûreté
IPSN	Institut de protection et de sûreté nucléaire
OCDE	Organisation de coopération et de développement économique
OPRI	Office pour la protection contre les rayonnements ionisants
OSART	Equipe d'évaluation de la sûreté en exploitation
PC	Poste de commandement (PCD = poste de commandement direction)
PIC	Programme d'investigation complémentaire
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
STE	Spécifications techniques d'exploitation
UE	Union européenne
VD'n'	Visite décennale n° 'n' d'un REP
WENRA	Association des Autorités de sûreté de l'Europe de l'Ouest
WANO	Association internationale des exploitants nucléaires

Annexes

Annexe 1 - Liste et localisation des réacteurs électronucléaires en France

- Carte d'implantation
- Liste et principales caractéristiques

Annexe 2 - Principaux textes réglementaires

- Loi du 2 août 1961
- Décret du 11 décembre 1963
- Décret du 13 mars 1973
- Décret du 1^{er} décembre 1993 (extrait)
- Arrêté "qualité" du 10 août 1984

Annexe 3 - Organisation des exploitants électronucléaires

- Organisation EDF
- Organisation CEA

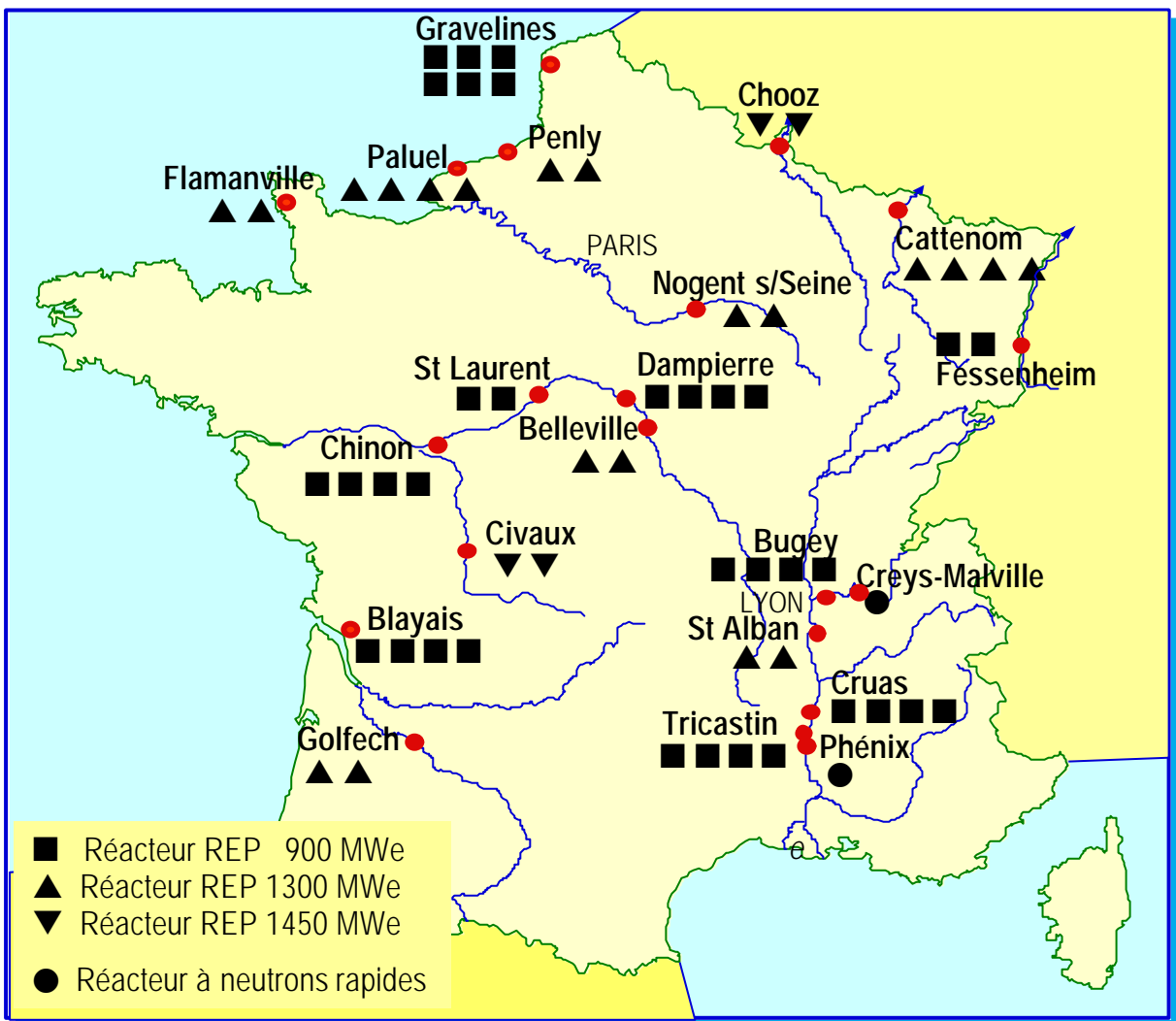
Annexe 4 - Mesures radiologiques dans l'environnement

- Suivi dosimétrique des travailleurs
- Surveillance générale
- Surveillance des sites nucléaires

Annexe 1 - Liste et localisation des réacteurs électronucléaires en France

A1- 1 Carte des réacteurs électronucléaires

Les 60 réacteurs électronucléaires français entrant dans le champ de la Convention sur la sûreté nucléaire au 15 septembre 2001 sont répartis sur le territoire de la France selon la carte ci-dessous.



Carte de la France présentant l'implantation des centrales avec l'indication du nombre et de la puissance des réacteurs

La puissance électrique installée totale est de l'ordre de 63 000 MWe.

Les 58 réacteurs électronucléaires, de la filière à eau sous pression, et le réacteur de la filière rapide Superphénix à Creys-Malville, en fin de déchargement définitif de son combustible, sont exploités par EDF. Le réacteur rapide Phénix est exploité par le CEA, principalement pour ses recherches.

A1- 2 Caractéristiques principales des réacteurs électronucléaires

Les caractéristiques essentielles des 60 réacteurs électronucléaires installés en France sont dans le tableau ci-après :

Filière REP

Palier	Nom	Puissance MWe	Divergence	Observation
CP0	Fessenheim-1	880	1977	
CP0	Fessenheim-2	880	1977	
CP0	Bugey-2	910	1978	
CP0	Bugey-3	910	1978	
CP0	Bugey-4	880	1979	
CP0	Bugey-5	880	1979	
CP1	Blayais-1	910	1981	
CP1	Blayais-2	910	1982	
CP1	Blayais-3	910	1983	
CP1	Blayais-4	910	1983	
CP1	Dampierre-1	890	1980	
CP1	Dampierre-2	890	1980	
CP1	Dampierre-3	890	1981	
CP1	Dampierre-4	890	1981	
CP1	Gravelines-1	910	1980	
CP1	Gravelines-2	910	1980	
CP1	Gravelines-3	910	1980	
CP1	Gravelines-4	910	1981	
CP1	Gravelines-5	910	1984	
CP1	Gravelines-6	910	1985	
CP1	Tricastin-1	915	1980	
CP1	Tricastin-2	915	1980	
CP1	Tricastin-3	915	1980	
CP1	Tricastin-4	915	1981	
CP2	Chinon-B-1	905	1982	
CP2	Chinon-B-2	905	1983	
CP2	Chinon-B-3	905	1986	
CP2	Chinon-B-4	905	1987	
CP2	Cruas-1	915	1983	
CP2	Cruas-2	915	1984	
CP2	Cruas-3	915	1984	
CP2	Cruas-4	915	1984	
CP2	Saint-Laurent B-1	915	1981	
CP2	Saint-Laurent B-2	915	1981	
P4	Flamanville-1	1330	1985	
P4	Flamanville-2	1330	1986	
P4	Paluel-1	1330	1984	
P4	Paluel-2	1330	1984	
P4	Paluel-3	1330	1985	
P4	Paluel-4	1330	1986	
P4	Saint-Alban-1	1335	1985	
P4	Saint-Alban-2	1335	1986	

Annexe 1 : Réacteurs électronucléaires français

Palier	Nom	Puissance MWe	Divergence	Observation
P'4	Belleville-1	1310	1987	
P'4	Belleville-2	1310	1988	
P'4	Cattenom-1	1300	1986	
P'4	Cattenom-2	1300	1987	
P'4	Cattenom-3	1300	1990	
P'4	Cattenom-4	1300	1991	
P'4	Golfech-1	1310	1990	
P'4	Golfech-2	1310	1993	
P'4	Nogent-1	1310	1987	
P'4	Nogent-2	1310	1988	
P'4	Penly-1	1330	1990	
P'4	Penly-2	1330	1992	
N4	Chooz-B-1	1455	1996	
N4	Chooz-B-2	1455	1997	
N4	Civaux-1	1450	1997	
N4	Civaux-2	1450	1999	

Filière à neutrons rapides

	Nom	Puissance MWe	Divergence	Observation
	Phénix	236	1973	Arrêts longs pour rénovation
	Superphénix	1200	1985	En cours de mise à l'arrêt définitif

Annexe 2 - Principaux textes réglementaires

Loi du 2 août 1961

Décret du 11 décembre 1963

Décret du 13 mars 1973

Décret du 1^{er} décembre 1993 (extrait)

Arrêté "qualité" du 10 août 1984

Loi 61-842 du 02 août 1961

Loi relative à la lutte contre les pollutions atmosphériques et les odeurs et portant modification de la loi du 19 décembre 1917

Entrée en vigueur le 03 août 1961

TITRE Ier

Article 1

Les immeubles, établissements industriels, commerciaux, artisanaux ou agricoles, véhicules ou autres objets mobiliers possédés, exploités ou détenus par toutes personnes physiques ou morales, devront être construits, exploités ou utilisés de manière à satisfaire aux dispositions prises en application de la présente loi afin d'éviter les pollutions de l'atmosphère et les odeurs qui incommode la population, compromettent la santé ou la sécurité publique, ou nuisent à la production agricole, à la conservation des constructions et monuments ou au caractère des sites.

Article 2

Les prescriptions visées à l'article précédent feront l'objet de décrets en forme de règlements d'administration publique sur le rapport des ministres compétents qui détermineront :

- 1 les cas et conditions dans lesquels pourra être interdite ou réglementée l'émission dans l'atmosphère de fumées, suies, poussières ou gaz toxiques, corrosifs, odorants ou radioactifs ;
- 2 Les délais dans lesquels il devra être satisfait à ces dispositions pour les immeubles, établissements, véhicules et autres objets mobiliers existant à la date de publication de chaque décret ;
- 3 Les conditions dans lesquelles seront réglementés et contrôlés aux fins prévues par l'article 1er ci-dessus, la construction des immeubles, l'ouverture des établissements non compris dans la nomenclature des établissements classés, l'équipement des véhicules, la fabrication des objets mobiliers et l'utilisation des combustibles et carburants ;
- 4 Les cas et conditions dans lesquels l'administration pourra, avant l'intervention de condamnations pénales, prendre, en raison de l'urgence, toutes mesures exécutoires destinées à faire d'office cesser le trouble ;
- 5 Les personnes qui seront regardées comme pénalement responsables des infractions commises par des organismes de droit public.

Article 3

Modifié par Loi 76-663 19 juillet 1976 art 29 JORF 20 juillet 1976.

Les contrôles visés à l'article 2 et la constatation des infractions prévues par la présente loi et par les textes pris pour son application seront effectués :

- 1 Pour les immeubles, par les agents et dans les conditions prévues à l'article L 48 du code de la santé publique et à l'article 101 du code de l'urbanisme et de l'habitation ;
- 2 Pour les établissements industriels, commerciaux et artisanaux, par les agents et dans les conditions prévues aux articles 21 et 22 de la loi du 19 décembre 1917 modifiée relative aux établissements dangereux, insalubres ou incommodes ;

3 Pour les véhicules automobiles, par les agents et dans les conditions prévues aux articles L 24 et L 27 du code de la route.

Article 4

Modifié par Décret 94-604 19 juillet 1994 art 22 JORF 21 juillet 1994.

Les contrôles visés à l'article 2 et la constatation des infractions prévues par la présente loi et par les textes pris pour son application seront effectués, en ce qui concerne les pollutions de tous ordres causées par des substances radioactives visées à l'article 8 ci-dessous, par les agents du service central de protection contre les rayonnements ionisants ayant la qualité de fonctionnaires commissionnés et assermentés, et par les agents visés au 2 de l'article 3 ci-dessus. Ces agents seront astreints au secret professionnel dans les conditions prévues à l'article 378 du code pénal.

Les conditions d'application du présent article seront fixées par décret pris sur le rapport du ministre chargé de l'énergie atomique, du garde des sceaux, ministre de la justice, du ministre de la santé publique et de la population et du ministre de l'industrie.

Article 5

Modifié par Loi 76-663 19 juillet 1976 art 29 JORF 20 juillet 1976.

En cas de condamnation aux peines contraventionnelles prévues pour infraction aux dispositions de la présente loi ou de textes pris pour son application, le tribunal de police fixera le délai dans lequel les travaux ou aménagements expressément prévus par la réglementation applicable devront être exécutés.

En cas de non-exécution des travaux ou aménagements dans le délai prescrit, une amende de 120 F à 6000 F pourra être prononcée, sans préjudice, le cas échéant, de l'application de toutes autres dispositions législatives ou réglementaires en vigueur et notamment de la loi du 19 décembre 1917.

Le tribunal pourra, en outre, ordonner que les travaux ou aménagements soient exécutés d'office aux frais du condamné et prononcer, jusqu'à leur achèvement, l'interdiction d'utiliser les installations qui sont à l'origine de la pollution atmosphérique ou des odeurs.

Article 6

Modifié par Loi 77-1468 30 décembre 1977 JORF 31 décembre 1977 en vigueur le 1er janvier 1978.

Sera puni d'une peine d'emprisonnement de deux à six mois et d'une amende de 10000 F à 120000 F quiconque aura fait fonctionner une installation, en infraction à une mesure d'interdiction prononcée en application du dernier alinéa de l'article précédent.

Article 7

Modifié par Loi 92-1336 16 décembre 1992 art 322 JORF 23 décembre 1992 en vigueur le 1er mars 1994.

Sera puni d'une peine de prison de dix jours à trois mois et d'une amende de 30000 F quiconque mettra obstacle à l'accomplissement des contrôles ou à l'exercice des fonctions des agents prévus aux articles 2 et 3.

Article 7-1

Créé par Loi 92-1336 16 décembre 1992 art 300 JORF du 23 décembre 1992 en vigueur le 1er mars 1994.

Les personnes morales peuvent être déclarées responsables pénalement dans les conditions prévues par l'article 121-2 du code pénal des infractions aux dispositions de la présente loi.

Les peines encourues par les personnes morales sont :

1° L'amende suivant les modalités prévues par l'article 131-38 du code pénal ;

2° Les peines mentionnées aux 2°, 3°, 4°, 5°, 6°, 8° et 9° de l'article 131-39 du même code.

L'interdiction mentionnée au 2° de l'article 131-39 du même code porte sur l'activité dans l'exercice ou à l'occasion de l'exercice de laquelle l'infraction a été commise.

Article 8

Modifié par Loi 96-1236 30 décembre 1996 art 44 II JORF 1er janvier 1997.

Les dispositions des articles 1^{er} à 7-1 sont applicables aux pollutions de tous ordres causées par des substances radioactives.

Des décrets en Conseil d'Etat détermineront les conditions de création, de fonctionnement et de surveillance des installations nucléaires.

Article 9

Modifié par Loi 85-10 3 janvier 1985 art 12-I JORF 4 janvier 1985 en vigueur le 3 janvier 1986.

Abrogé par Loi 90-1130 19 décembre 1990 art 6 JORF 22 décembre 1990.

TITRE II

Article 15

Sont abrogés les articles 34 et 37 de la loi modifiée du 19 décembre 1917 et la loi du 20 avril 1932 tendant à la suppression des fumées industrielles.

© Direction des Journaux Officiels

Décret 63-1228 du 11 décembre 1963

Décret relatif aux installations nucléaires

Entré en vigueur le 14 décembre 1963

Le Premier ministre,

Sur le rapport du ministre d'Etat chargé de la recherche scientifique et des questions atomiques et spatiales, du garde des sceaux, ministre de la justice, du ministre de l'intérieur, du ministre des armées, du ministre des finances et des affaires économiques, du ministre de l'éducation nationale, du ministre des travaux publics et des transports, du ministre de l'industrie, du ministre de l'agriculture, du ministre du travail, du ministre de la santé publique et de la population et du ministre de la construction ;

Vu l'ordonnance n° 45-2563 du 18 octobre 1945 instituant un Commissariat à l'énergie atomique, ensemble les textes qui l'ont modifiée et complétée ;

Vu la loi du 19 décembre 1917 modifiée et complétée relative aux établissements dangereux, insalubres ou incommodes ;

Vu la loi n° 61-842 du 2 août 1961 relative à la lutte contre les pollutions atmosphériques et les odeurs et portant modification de la loi du 19 décembre 1917, et notamment ses articles 2, 4 et 8 ;

Vu le décret n° 58-84 du 28 janvier 1958 portant publication du traité instituant la Communauté économique européenne et du traité instituant la Communauté européenne de l'énergie atomique, signés le 25 mars 1957 ;

Vu l'article R. 25 du code pénal ;

Le Conseil d'Etat entendu,

Décète :

Article 1

Modifié par Décret 73-405 27 mars 1973 Art. 1 - JORF 4 avril 1973.

Sont soumises aux dispositions du présent décret les installations nucléaires de base définies à l'article 2 et exploitées par toute personne physique ou morale publique ou privée, civile ou militaire.

Article 2

Modifié par Décret 73-405 27 mars 1973 art. 2 - JORF 4 avril 1973.

Les installations nucléaires de base sont :

1° Les réacteurs nucléaires, à l'exception de ceux qui font partie d'un moyen de transport ;

2° Les accélérateurs de particules dont les caractéristiques sont fixées par arrêté conjoint du ministre de l'éducation nationale, du ministre du développement industriel et scientifique et du ministre de la santé publique ;

3° Les usines de préparation, de fabrication ou de transformation de substances radioactives, c'est-à-dire de toutes substances naturelles ou artificielles émettant des rayonnements directement ou indirectement ionisants, notamment : les usines de préparation des combustibles nucléaires, de séparation des isotopes des combustibles nucléaires, de traitement des combustibles nucléaires irradiés ou de traitement de déchets radioactifs ;

4° Les installations destinées au stockage, au dépôt ou à l'utilisation de substances radioactives, y compris les déchets, notamment celles qui sont destinées à l'irradiation.

Les usines et installations définies aux paragraphes 3° et 4° ci-dessus sont des installations nucléaires de base lorsque la quantité ou l'activité totale des substances radioactives pouvant y être détenues est supérieure au minimum fixé, selon le type d'installation et le radioélément considéré, par arrêté conjoint du ministre du développement industriel et scientifique, du ministre de la santé publique et du ministre chargé de la protection de la nature et de l'environnement.

Font partie de l'installation nucléaire de base tous les équipements compris dans le périmètre prévu à l'article 3.

Article 3

Modifié par Décret 93-816 12 mai 1993 art 1 - JORF 13 mai 1993.

I - Les installations nucléaires de base ne peuvent être créées qu'après autorisation. La demande d'autorisation porte sur l'installation ou les installations nucléaires de base ainsi que sur les installations classées pour la protection de l'environnement mentionnées à l'article 6 bis. Un site nucléaire peut comprendre plusieurs installations nucléaires de base ayant un même exploitant et constituant un tout organique ; il peut comporter dans les mêmes conditions des possibilités d'accueil d'installations nouvelles.

La demande d'autorisation est adressée au ministre chargé de l'industrie et, le cas échéant, au ministre dont relève l'établissement. Le ministre chargé de l'industrie la transmet dans les meilleurs délais au ministre chargé de la prévention des risques technologiques majeurs. Il en informe en outre le ministre de l'intérieur et les ministres chargés respectivement de l'aménagement du territoire, de l'urbanisme et de l'architecture, de l'environnement, de l'agriculture, de la santé et des transports.

A l'appui de la demande d'autorisation, l'exploitant soumet au chef du Service central de sûreté des installations nucléaires 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 des mesures propres à réduire la probabilité des accidents et leurs effets.

La demande d'autorisation est accompagnée d'un dossier comprenant les pièces suivantes :

1. Les nom, prénoms et qualités du pétitionnaire et son domicile ou, s'il s'agit d'une société, sa raison sociale ou sa dénomination, son siège social ainsi que la qualité du signataire de la demande ;
2. Une carte au 1/25 000 sur laquelle est indiqué l'emplacement de l'installation projetée ;
3. Un plan de situation au 1/10 000 indiquant, dans le cadre d'un site nucléaire, le périmètre de l'installation. Sur ce plan sont indiqués notamment les bâtiments avec leur affectation, les voies de chemin de fer, les voies publiques, les points d'eau, canaux et cours d'eau, les réseaux de transports d'énergie et de produits énergétiques ;
4. Un plan détaillé de l'installation à l'échelle de 1/2 500 au minimum ;
5. Un document donnant les caractéristiques de l'installation et de son fonctionnement et exposant, à partir des principes énoncés dans le rapport préliminaire de sûreté, les mesures prises pour faire face aux risques présentés par l'installation et limiter les conséquences d'un accident éventuel. Ce document précise également les dispositions destinées à faciliter le démantèlement ultérieur de l'installation.

Il constitue, pour les installations nucléaires de base, l'étude de dangers au sens de l'article 46 de la loi du 22 juillet 1987 susvisée.

II - La demande d'autorisation est adressée au ministre du développement industriel et scientifique, et, le cas échéant, au ministre dont relève l'établissement. Le ministre chargé de l'industrie en informe le ministre de l'intérieur et les ministres chargés respectivement de l'aménagement du territoire, de

l'urbanisme et de l'architecture, de l'environnement, de l'agriculture, de la santé et des transports. Lorsque la demande porte sur une installation mentionnée au tableau annexé au décret n° 85-449 du 23 avril 1985, elle est soumise à une enquête publique. Cette enquête n'est toutefois pas obligatoire :

- a) Pour une installation nucléaire de base ayant déjà fait l'objet d'une enquête préalable à une déclaration d'utilité publique, si l'installation est conforme au projet soumis à cette enquête ou si les modifications apportées n'affectent pas de façon substantielle l'importance ou la destination et n'augmentent pas les risques de l'installation ;
- b) Dans le cas de modifications apportées à une installation ou à un projet d'installation ayant déjà fait l'objet d'une enquête publique, si ces modifications répondent aux conditions prévues à l'alinéa précédent ;
- c) Pour les demandes d'autorisation de changement d'exploitation présentées conformément à l'article 6.

III- L'enquête publique est régie, sous réserve des dispositions suivantes, par les chapitres Ier et II du décret n° 85-453 du 23 avril 1985.

Le ministre chargé de l'industrie transmet le dossier qui doit être soumis à enquête au commissaire de la République du département sur le territoire duquel sera implantée l'installation projetée.

Le dossier soumis à l'enquête publique comprend, outre la demande d'autorisation et le dossier mentionné au quatrième alinéa du I du présent article, les pièces mentionnées au II de l'article 6 du décret n° 85-453 du 23 avril 1985.

Ce dossier ne doit pas contenir d'informations dont la communication est protégée par la loi et, notamment, celles qui sont couvertes par le secret de défense nationale, ou qui seraient de nature à compromettre la sécurité de l'installation ou à affaiblir sa protection contre les actes de malveillance.

Pour l'étude des questions appelant une compétence technique particulière et lorsque le commissaire enquêteur ou le président de la commission d'enquête en exprime le désir, le commissaire de la République désigne une personne qualifiée, qui assiste le commissaire enquêteur ou la commission d'enquête, mais ne peut participer à la rédaction du rapport et des conclusions.

Le commissaire de la République informe de l'ouverture de l'enquête les divers services départementaux intéressés. Il prend l'avis de ces services.

Lorsqu'une bande de 5 km de largeur tracée autour du périmètre proposé par l'exploitant pour l'installation nucléaire de base empiète sur le territoire de plusieurs départements, la procédure d'enquête s'applique dans les mêmes conditions que celles prévues au deuxième alinéa de l'article 7 du décret n° 85-453 du 23 avril 1985 pour les opérations réalisées sur le territoire de plusieurs départements.

Le délai de l'enquête, même s'il a été prorogé en application de l'article 19 du décret du 23 avril 1985 susvisé, peut être prorogé d'une durée maximale d'un mois par décret pris sur le rapport des ministres chargés de l'énergie et des risques technologiques majeurs, après avis du commissaire enquêteur ou du président de la commission d'enquête. Le préfet complète en tant que de besoin l'arrêté d'organisation de l'enquête. Ces modifications font l'objet d'un avis affiché dans toutes les communes dont la mairie a été désignée comme lieu d'enquête. L'accomplissement des formalités prévues à l'article 20 du décret du 23 avril 1985 susvisé est reporté à la clôture de l'enquête ainsi prorogée.

La transmission au ministre chargé de l'industrie de la copie du rapport et des conclusions relatives à l'enquête, prévue à l'article 21 du décret n° 85-453 du 23 avril 1985, doit avoir lieu dans un délai d'un mois à compter du jour où le dossier d'enquête a été remis au commissaire de la République. Cette transmission est accompagnée de l'avis de ce dernier.

IV- L'autorisation est délivrée, après avis de la commission prévue à l'article 7, par décret pris sur le rapport du ministre chargé de l'industrie et, le cas échéant, du ministre dont relève l'établissement, après avis conforme du ministre chargé de la santé.

Dans le cas où le ministre chargé de la santé publique n'aurait pas fait connaître son avis dans le délai de trois mois à compter de la demande d'avis, l'autorisation peut être délivrée par décret pris en conseil des ministres.

Une liste des installations nucléaires de base est établie et tenue à jour par le ministre chargé de l'industrie.

Article 3 bis

Modifié par Décret 85-449 23 avril 1985 art 2 JORF 24 avril 1985.

Par dérogation aux dispositions de l'article 3 :

a) La création d'installations nucléaires de base destinées à être fabriquées en série, et dont les activités sont inférieures à des valeurs fixées par arrêté conjoint du ministre chargé de l'industrie, du ministre chargé de la santé et du ministre chargé de l'environnement, peut être autorisée dans les conditions suivantes :

Un décret pris sur rapport du ministre chargé de l'industrie, après avis de la commission visée à l'article 7 et avis conforme du ministre chargé de la santé, donne un agrément de principe au type de l'installation ;

Un arrêté du ministre chargé de l'industrie, pris après l'enquête publique prévue à l'article 3 et avis de la section permanente prévue à l'article 10, autorise l'exploitation dans un périmètre déterminé.

b) La création d'installations nucléaires de base provisoires peut être autorisée, pour une durée inférieure à six mois non renouvelable, par arrêté du ministre chargé de l'industrie, sans enquête publique, après avis du commissaire de la République ou des commissaires de la République intéressés et de la section permanente prévue à l'article 10.

c) La création d'installations nucléaires de base mobiles peut être autorisée dans les conditions suivantes :

- Un décret pris sur le rapport du ministre chargé de l'industrie, après avis de la commission visée à l'article 7 et avis conforme du ministre chargé de la santé, donne un agrément de principe à l'installation ;

- Un arrêté du ministre chargé de l'industrie, pris sans enquête publique, après avis du commissaire de la République ou des commissaires de la République intéressés et de la section permanente visée à l'article 10, autorise le stationnement de l'installation dans un ou plusieurs périmètres et en fixe la durée maximale ;

- L'opération de déplacement d'une installation d'un périmètre à un autre relève de la réglementation des transports des matières dangereuses.

Article 3 ter

Créé par Décret 73-405 27 mars 1973 art. 4 - JORF 4 avril 1973.

Modifié par Loi 76-663 19 juillet 1976 art. 29 JORF 20 juillet 1976.

Certaines catégories d'installations nucléaires de base de faible importance peuvent être placées en dehors du champ d'application du présent décret par arrêté conjoint du ministre chargé des affaires atomiques, du ministre chargé de l'industrie et du ministre de la santé publique, sans préjudice de l'application éventuelle de la loi du 19 décembre 1917.

NOTA: LOI 663 du 19 juillet 1976 : La référence à la présente loi est substituée à la référence à la loi du 19 décembre 1917 dans tous les textes contenant une telle disposition.

Article 4

Modifié par Arrêté 19 janvier 1990 art 3 - JORF 21 janvier 1990 en vigueur le 21 avril 1990.

I - L'autorisation de création fixe le périmètre et les caractéristiques de l'installation ainsi que les prescriptions particulières auxquelles doit se conformer l'exploitant, sans préjudice de l'application de la réglementation technique générale prévue à l'article 10 bis.

Elle énumère notamment les justifications particulières que l'exploitant doit présenter au chef du service central de sûreté des installations nucléaires préalablement à :

- la mise en oeuvre des différentes étapes de la mise en exploitation ;
- la mise en service de l'installation au sens du III ci-après ;
- la mise à l'arrêt définitif.

II. - L'autorisation de création prévoit l'obligation pour l'exploitant de soumettre au chef du Service central de sûreté des installations nucléaires, six mois au moins avant la date prévue pour le premier chargement en combustible nucléaire pour les installations disposant d'un réacteur ou pour la mise en oeuvre d'un faisceau de particules ou de substances radioactives pour les autres installations :

- un rapport provisoire de sûreté comportant en particulier les éléments permettant de s'assurer de la conformité de la réalisation avec les prescriptions techniques de construction prévues par le décret d'autorisation ;
- les règles générales d'exploitation à observer au cours de la période antérieure à la mise en service pour assurer la sûreté de l'exploitation ;
- un plan d'urgence interne précisant l'organisation et les moyens à mettre en oeuvre sur le site en cas de situation accidentelle de l'installation.

Les dispositions ci-dessus ne font pas obstacle à l'application des dispositions édictées par le livre II du code du travail et par les textes pris pour l'application dudit livre dans l'intérêt de l'hygiène et de la sécurité des travailleurs.

III. - L'autorisation de création fixe le délai dans lequel celle-ci doit être mise en service.

Avant la mise en service, l'exploitant présente au chef du Service central de sûreté des installations nucléaires un rapport définitif de sûreté ainsi qu'une mise à jour des règles générales d'exploitation et du plan d'urgence interne du site.

Si l'installation n'est pas mise en service dans le délai fixé ou si elle n'est pas exploitée pendant une durée consécutive de deux ans, une nouvelle autorisation, délivrée dans les mêmes formes, est nécessaire.

NOTA : Décret 2000-476 2000-05-30 art 12 : le délai prévu au III de l'article 4 du décret 63-1228 est de dix ans à compter de la publication du présent décret au Journal officiel de la République française.

Article 5

Modifié par Décret 94-604 19 juillet 1994 art 22 - JORF 21 juillet 1994.

I - L'exploitant avise le chef du Service central de sûreté des installations nucléaires de toutes modifications à l'installation entraînant une mise à jour des rapports de sûreté, des règles générales d'exploitation ou du plan d'urgence interne du site. L'autorisation de création précisera les conditions préalables à la réalisation de ces modifications.

II. - Les ministres chargés de l'industrie et de la prévention des risques technologiques majeurs peuvent conjointement demander à tout moment à l'exploitant de procéder au réexamen de la sûreté de l'installation.

III. - Sans préjudice de l'application des mesures prévues par les règlements en vigueur, tout accident ou incident, nucléaire ou non, ayant ou risquant d'avoir des conséquences notables pour la sûreté des

installations mentionnées par le présent décret est déclaré sans délai par l'exploitant au ministre chargé de l'industrie (Service central de sûreté des installations nucléaires), au ministre chargé de la prévention des risques technologiques majeurs et au ministre chargé de la santé (Office de protection contre les rayonnements ionisants).

Article 6

Modifié par Décret 73-405 27 mars 1973 art. 6 - JORF 4 avril 1973.

Une nouvelle autorisation, délivrée dans les formes prévues à l'article 3, doit être obtenue :

- Lorsque l'exploitant veut ajouter à son installation une autre installation nucléaire de base ;
- Lorsqu'une installation nucléaire de base autorisée change d'exploitant ;
- Lorsqu'une installation nucléaire de base est transférée à un autre emplacement ;
- Lorsqu'une installation nucléaire de base doit faire l'objet de modifications de nature à entraîner l'inobservation des prescriptions précédemment imposées ;
- Lorsque, à cause d'un incendie, d'une explosion ou de tout autre accident survenant dans une installation nucléaire de base, celle-ci est détruite ou arrêtée pour une durée supérieure à 2 ans.
- (*Décret 405 du 27 mars 1973*) : Lorsque le périmètre d'une installation nucléaire de base est modifié.

Article 6 bis

Créé par Décret 73-405 27 mars 1973 art. 7 - JORF 4 avril 1973.

Modifié par Loi 76-663 19 juillet 1976 art. 29 - JORF 20 juillet 1976.

Les établissements entrant dans le champ d'application de la loi du 19 décembre 1917 et situés dans le périmètre prévu à l'article 3 ci-dessus sont soumis aux prescriptions ci-après par dérogation aux dispositions de nature réglementaire de cette loi et des textes pris pour son application :

- a) Le ministre du développement industriel et scientifique est substitué, pour toutes actions administratives qui concernent ces établissements, au préfet ou aux préfets intéressés. Il tient celui-ci ou ceux-ci informés de ces actions ;
- b) Les demandes d'autorisation d'établissements de première ou de deuxième classe compris dans la demande d'autorisation d'une installation nucléaire de base ne donnent pas lieu à une enquête distincte ; celle-ci doit satisfaire aux conditions posées aux articles 7 et 9 de la loi du 19 décembre 1917. Ces établissements sont autorisés par le décret autorisant l'installation nucléaire de base dans le périmètre de laquelle ils sont situés ;
- c) Le ministre du développement industriel et scientifique notifie à l'exploitant, après avis de l'inspecteur des installations nucléaires de base prévu à l'article 11, les prescriptions techniques auxquelles il doit se conformer.

NOTA: LOI 663 du 19 juillet 1976 : La référence à la présente loi est substituée à la référence à la loi du 19 décembre 1917 dans tous les textes contenant une telle disposition.

Article 6 ter

Modifié par Décret 90-78 19 janvier 1990 art 5 - JORF 21 janvier 1990 en vigueur le 21 avril 1990.

Lorsque l'exploitant prévoit, pour quelque cause que ce soit, la mise à l'arrêt définitif de l'installation, il en informe le chef du Service central de sûreté des installations nucléaires et lui adresse :

- 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 plan d'urgence interne du site de l'installation concernée ;
- La mise en oeuvre des dispositions prévues dans le rapport et les documents énumérés ci-dessus est subordonnée à leur approbation, dans les formes prévues au IV de l'article 3.

Article 7

Modifié par Décret 94-604 19 juillet 1994 art 22 - JORF 21 juillet 1994.

Il est institué une Commission interministérielle des installations nucléaires de base composée comme suit :

- un membre du Conseil d'Etat ayant au moins le rang de conseiller, président ;
- Le haut-commissaire à l'énergie atomique ou son représentant, vice-président ;
- un représentant du ministre chargé de la défense nationale ;
- un représentant du ministre chargé du travail ;
- deux représentants du ministre de l'intérieur ;
- un représentant du ministre de l'économie et des finances ;
- un représentant du ministre de l'éducation nationale ;
- un représentant du ministre de l'aménagement du territoire, de l'équipement, du logement et du tourisme ;
- un représentant du ministre des affaires culturelles ;
- un représentant du ministre chargé de la protection de la nature et de l'environnement ;
- un représentant du ministre de l'agriculture et du développement rural ;
- trois représentants du ministre du développement industriel et scientifique ;
- un représentant du ministre chargé de la prévention des risques technologiques majeurs ;
- deux représentants du ministre de la santé publique ;
- un représentant du ministre des transports ;
- deux représentants du Commissariat à l'énergie atomique ;
- un représentant du Centre national de la recherche scientifique ;
- deux représentants de l'Electricité de France ;
- un représentant de l'institut national de la santé et de la recherche médicale ;
- un représentant de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants ;
- un représentant de l'Institut national de la recherche agronomique ;
- trois membres choisis en raison de leur compétence particulière dans le domaine nucléaire, dont deux sur proposition du ministre du développement industriel et scientifique et un sur proposition du ministre de la santé.

Il est désigné des membres suppléants en nombre égal à celui des titulaires.

Le président, les membres titulaires et suppléants sont nommés par arrêté du Premier ministre pour une durée de cinq ans.

La Commission comprend en outre, avec voix délibérative, un secrétaire permanent nommé par arrêté du Premier ministre sur proposition du ministre du développement industriel et scientifique. Il est désigné un suppléant de ce secrétaire permanent suivant les mêmes modalités.

La Commission peut se faire assister de techniciens ou de personnalités compétentes pour l'étude d'une question déterminée et procéder à toute consultation technique qu'elle juge nécessaire.

Article 8

Modifié par Décret 73-405 27 mars 1973 art. 9 - JORF 4 avril 1973.

La Commission donne son avis sur les demandes d'autorisation de création ou de modification d'installations nucléaires de base et sur les prescriptions particulières applicables à chacune de ces installations. La Commission doit donner son avis dans les 2 mois qui suivent sa saisine par le ministre du développement industriel et scientifique.

La Commission donne son avis et fait des propositions sur les autres questions relatives aux installations nucléaires de base et notamment :

- L'élaboration et l'application de la réglementation relative à ces installations, et particulièrement les prescriptions générales à observer pour éviter les dangers ou les inconvénients pouvant résulter de la création ou du fonctionnement de ces installations. Sont à ce titre soumis à la commission les projets de texte réglementant la protection des travailleurs, du public, de la nature et de l'environnement, lorsqu'ils concernent les installations nucléaires de base.

Article 9

La Commission se réunit sur la convocation de son président et au moins une fois par an.

Les délibérations sont prises à la majorité des voix. En cas de partage la voix du président est prépondérante.

La Commission établit son règlement intérieur.

Les demandes d'autorisation et les demandes d'avis sont adressées au secrétariat de la Commission par le ministre chargé de l'énergie atomique. Elles font l'objet d'un rapport établi par le secrétaire permanent.

Article 10

Modifié par Décret 94-604 19 juillet 1994 art 22 - JORF 21 juillet 1994.

Il est créé, au sein de la Commission, une section permanente qui comprend le président, le vice-président, le secrétaire permanent de la Commission et les membres suivants désignés par le président parmi les membres titulaires ou suppléants de la Commission :

- le représentant du ministre d'Etat chargé des affaires sociales ;
- le représentant du ministre de l'intérieur ;
- le représentant du ministre de la protection de la nature et de l'environnement ;
- le représentant du ministre de l'aménagement du territoire, de l'équipement, du logement et du tourisme ;
- un représentant du ministre du développement industriel et scientifique ;
- un représentant du ministre chargé de la prévention des risques technologiques majeurs ;
- un représentant du ministre de la santé publique ;

- le représentant de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants ;
- un représentant du commissariat à l'énergie atomique ;
- un représentant d'Electricité de France.

Le président peut désigner des membres suppléants en nombre égal à celui des titulaires.

La section permanente s'adjoit un représentant du ministre dont relève l'installation qui est examinée, lorsque celle-ci ne relève pas du ministre du développement industriel et scientifique.

En cas de partage des voix, la voix du président est prépondérante.

La section permanente, est compétente de plein droit pour émettre, au nom de la Commission, les avis prévus à l'article 3 bis ainsi que les avis sur les demandes d'autorisation nécessaires en application de l'article 6, en cas de changement d'exploitant, de modifications de nature à entraîner l'inobservation des prescriptions imposées ou de modification du périmètre.

La Commission peut également renvoyer à la section permanente, pour émettre en son nom un avis, les autres demandes qui lui sont soumises et ne présentant pas de difficultés particulières.

Article 10 bis

Créé par Décret 73-405 27 mars 1973 art. 11 - JORF 4 avril 1973.

La réglementation technique générale concernant la sûreté des installations nucléaires de base est prise par arrêté du ministre du développement industriel et scientifique.

Article 11

Modifié par Décret 94-604 19 juillet 1994 art 22 - JORF 21 juillet 1994.

La surveillance des installations nucléaires de base est exercée par des inspecteurs des installations nucléaires de base choisis parmi les personnes chargées de la surveillance des établissements classés et désignés conjointement par le ministre chargé de la protection de la nature et de l'environnement et par le ministre du développement industriel et scientifique, et placés sous l'autorité de ce dernier. Cette surveillance porte sur l'application de la réglementation technique générale des installations nucléaires de base, des dispositions contenues dans le décret d'autorisation de création et des prescriptions ultérieurement imposées à l'exploitant en exécution de ce décret d'autorisation ou en vertu de l'article 6 bis.

Les inspecteurs des installations nucléaires de base sont également chargés de la surveillance prévue par la loi du 19 juillet 1976 susvisée, en ce qui concerne les installations et les établissements mentionnés à l'article 6 bis du présent décret.

Les inspecteurs désignés doivent prêter serment et sont astreints au secret professionnel dans les conditions prévues à l'article 13 de la loi du 19 juillet 1976 susvisée.

Les agents de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants ayant la qualité de fonctionnaires commissionnés et assermentés sont chargés de surveiller l'application de la réglementation concernant les rejets d'effluents radioactifs en vue de la protection de la santé publique.

Pour l'exercice de leurs fonctions, les inspecteurs des installations nucléaires de base et les agents de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants se tiennent en liaison étroite avec les services départementaux intéressés. Ils peuvent se faire assister de techniciens.

Les dispositions qui précèdent ne font pas obstacle à l'exercice des autres contrôles prévus par les textes en vigueur. Il en est ainsi notamment de l'inspection du travail et du contrôle technique de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires destinées à la production d'électricité, assuré par les ingénieurs du contrôle de l'Etat ; les contrôles doivent s'exercer en liaison avec les inspecteurs

des installations nucléaires de base et les agents de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants.

NOTA: LOI 663 du 19 juillet 1976 : La référence à la présente loi est substituée à la référence à la loi du 19 décembre 1917 dans tous les textes contenant une telle disposition.

Article 12

Modifié par Arrêté 19 janvier 1990 art 8 - JORF 21 janvier 1990 en vigueur le 21 avril 1990.

Modifié par Loi 96-1236 30 décembre 1996 art 44 - JORF 1er janvier 1997.

Sans préjudice des sanctions prévues par la loi du 30 décembre 1996 susvisée et, en ce qui concerne les établissements mentionnés à l'article 6 bis du présent décret, par la loi du 19 juillet 1976 susvisée, est passible des peines prévues pour les contraventions de la 5e classe quiconque :

1. Exploite une installation nucléaire de base sans les autorisations requises ou cesse de l'exploiter sans l'approbation prévue à l'article 6 ter ;
2. Contrevient aux prescriptions techniques notifiées par les pouvoirs publics pour assurer la sûreté de l'installation ;
3. Procède à des modifications de l'installation en contrevenant aux dispositions du I de l'article 5 ;
4. Ne déclare pas à chacun des ministres désignés au III de l'article 5 l'un des accidents ou incidents mentionnés audit alinéa.

Article 13

Le ministre du développement industriel et scientifique, le cas échéant sur proposition du ministre de la santé publique ou du ministre dont relève l'établissement, prend d'office, en cas d'urgence, toutes mesures exécutoires destinées à faire cesser le trouble et à assurer la sécurité ; il peut notamment suspendre le fonctionnement de l'installation, au besoin par l'apposition de scellés.

Article 14

Les installations nucléaires de base énumérées à l'article 2 existant antérieurement à la publication du présent décret ne sont pas soumises à autorisation mais sont soumises à l'inspection visée à l'article 11.

Dans un délai de 2 mois à compter de la publication du présent décret, ces installations doivent être déclarées au ministre chargé de l'Energie atomique.

Lorsque le fonctionnement de ces installations présente des dangers, il peut être imposé à l'exploitant, dans les conditions prévues à l'article 4, alinéa 2, les mesures nécessaires pour y remédier.

Article 15

Abrogé par décret n° 73-405 du 27 mars 1973, art. 14.

Article 16

Modifié par Loi 76-663 19 juillet 1976 art. 29 - JORF 20 juillet 1976.

Lorsqu'une installation non visée à l'article 2 du présent décret et non soumise à la loi du 19 décembre 1917 présente des dangers dus à la production, l'utilisation ou la détention des substances radioactives,

le ministre chargé de l'énergie atomique et, le cas échéant, le ministre dont relève l'établissement, après avis conforme ou sur proposition du ministre de la santé publique et de la population ou du ministre du travail ou du ministre de l'industrie, mettent conjointement l'exploitant de cette installation en demeure de prendre les mesures nécessaires pour faire disparaître les dangers constatés et provoquer simultanément le classement de l'installation.

En cas d'urgence, le ministre chargé de l'énergie atomique, après avis ou, le cas échéant, sur proposition du ministre de la santé publique ou du ministre dont relève l'établissement, prend toute mesure exécutoire destinée à faire d'office cesser le trouble ; il peut notamment suspendre le fonctionnement de l'installation au besoin par l'apposition des scellés.

NOTA: LOI 663 du 19 juillet 1976 : La référence à la présente loi est substituée à la référence à la loi du 19 décembre 1917 dans tous les textes contenant une telle disposition.

Article 17

Les installations nucléaires de base intéressant la défense nationale, classées secrètes par le Premier ministre sur proposition du ministre des armées et du ministre chargé de l'énergie atomique, cessent d'être soumises, à compter de la décision du classement, aux dispositions du présent décret.

Article 18

Des arrêtés conjoints du ministre chargé de l'énergie atomique, du ministre de la santé publique et de la population et, le cas échéant, des autres ministres intéressés, pris après avis de la commission prévue à l'article 7 ci-dessus, détermineront les conditions d'application du présent décret.

Article 19

Le ministre d'Etat chargé de la recherche scientifique et des questions atomiques et spatiales, le garde des sceaux, ministre de la justice, le ministre de l'intérieur, le ministre des armées, le ministre des finances et des affaires économiques, le ministre de l'éducation nationale, le ministre des travaux publics et des transports, le ministre de l'industrie, le ministre de l'agriculture, le ministre du travail, le ministre de la santé publique et de la population et le ministre de la construction sont chargés, chacun en ce qui le concerne, de l'exécution du présent décret, qui sera publié au Journal officiel de la République française.

Fait à Paris, le 11 décembre 1963.

Décret 73-278 du 13 mars 1973

Décret portant création d'un conseil supérieur de la sûreté nucléaire et d'un service central de sûreté des installations nucléaires

Entré en vigueur le 15 mars 1973

Le Premier ministre,

Sur le rapport du ministre de l'économie et des finances et du ministre du développement industriel et scientifique,

Vu la loi n° 61-842 du 2 août 1961 relative à la lutte contre les pollutions atmosphériques et les odeurs et portant modification de la loi du 19 décembre 1917 ;

Vu le décret n° 69-724 du 18 juillet 1969 relatif aux attributions du ministre du développement industriel et scientifique ;

Vu le décret n° 70-394 du 12 mai 1970 relatif à l'organisation du ministère du développement industriel et scientifique ;

Vu l'ordonnance n° 45-2563 du 18 octobre 1945 instituant un Commissariat à l'énergie atomique, le décret n° 70-878 du 29 septembre 1970 relatif au Commissariat à l'énergie atomique, ensemble les textes pris pour leur application ;

Vu le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 relatif aux installations nucléaires,

Décète :

Article 1

Modifié par Décret 87-137 2 mars 1987 art 1 - JORF 3 mars 1987.

Il est créé auprès du ministre chargé de l'industrie un Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires.

La mission générale confiée au Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires s'étend :

- à l'ensemble des questions relevant du ministre chargé de l'industrie et touchant à la sûreté des installations nucléaires, définie comme l'ensemble des dispositions techniques prises au stade de la conception, de la construction, puis de l'exploitation pour en assurer le fonctionnement normal, prévenir les accidents et en limiter les effets ;

- à l'ensemble des questions touchant à l'information du public et des médias et relatives à la sûreté des installations nucléaires relevant du ministre chargé de l'industrie, ainsi qu'à l'information du public en cas d'incident ou d'accident survenu dans une installation nucléaire relevant du ministre chargé de l'industrie.

Il peut être consulté par le ministre chargé de l'industrie sur toutes questions importantes touchant à la sûreté nucléaire, ainsi qu'aux dispositions envisagées pour assurer une bonne information des populations sur la sûreté ainsi qu'en cas d'incident ou d'accident survenu dans une installation.

Le conseil adresse au ministre chargé de l'industrie toutes recommandations qu'il juge utiles pour accroître l'efficacité de l'action d'ensemble poursuivie dans ces domaines.

En outre, l'Assemblée nationale, le Sénat, les conseils régionaux ou généraux concernés ou, le cas échéant, les commissions spécialisées par eux constituées peuvent demander au ministre chargé de l'industrie de soumettre à l'examen du conseil toutes questions importantes relatives à ces sujets.

Annexe 4 : Mesures dans l'environnement général

Le conseil apprécie les résultats d'ensemble de l'action poursuivie dans ces domaines et adresse annuellement au ministre chargé de l'industrie un rapport sur ses activités.

Article 2

Modifié par Décret 94-604 19 juillet 1994 art 22 - JORF 21 juillet 1994.

Outre son président, le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires comprend :

- le haut-commissaire à l'énergie atomique, vice-président ;
- une personnalité choisie en raison de sa compétence en matière d'information et de communication, vice-président ;
- un membre de l'Assemblée nationale ;
- un membre du Sénat ;
- neuf personnalités choisies en raison de leur compétence scientifique, technique, économique ou sociale ;
- cinq personnalités choisies en raison de leur compétence en matière d'information et de communication ;
- le directeur général d'Electricité de France ou son représentant ;
- six représentants d'organisations syndicales représentatives ;
- trois représentants d'associations ayant pour objet la protection de la nature et de l'environnement, nommés sur la proposition du Haut Comité de l'environnement ;
- le président de la Commission interministérielle des installations nucléaires de base ;
- le secrétaire général du Comité interministériel de la sécurité nucléaire ;
- le directeur de la sécurité civile au ministère de l'intérieur ;
- le chargé de mission Atome auprès du délégué général pour l'armement au ministère de la défense ;
- le directeur général de l'industrie au ministère de l'industrie, des P et T et du tourisme ;
- le directeur général de l'énergie et des matières premières au ministère de l'industrie, des P et T et du tourisme ;
- le directeur des relations du travail au ministère des affaires sociales et de l'emploi ;
- le directeur de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants au ministère chargé de la santé ;
- le directeur de la prévention des pollutions au ministère chargé de l'environnement.

Le chef du Service central de sûreté des installations nucléaires, le délégué à l'information et à la communication au ministère de l'industrie, des P et T et du tourisme, ainsi que le directeur de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire au Commissariat à l'énergie atomique assistent aux réunions du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires.

Article 3

Modifié par Décret 87-137 2 mars 1987 art 3 - JORF 3 mars 1987.

Le président et les membres du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires autres que les personnes siégeant *ès qualités* sont nommés par arrêté du ministre chargé de l'industrie pour une durée maximale de cinq ans renouvelable.

Article 4

Modifié par Décret 87-137 2 mars 1987 art 4 - JORF 3 mars 1987.

Le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires constitue, s'il l'estime utile ou à la demande du ministre chargé de l'industrie, des groupes de travail spécialisés chargés de suivre plus

particulièrement certaines questions scientifiques ou techniques importantes en matière de sûreté nucléaire ou de promouvoir l'information. Ces groupes de travail sont constitués de personnalités, désignées par ce conseil, ou en cas d'urgence par son président, en raison de leurs compétences sur le sujet traité. Ces personnalités peuvent être choisies hors du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires.

Article 5

Modifié par Décret 77-623 6 juin 1977 art 1 - JORF 19 juin 1977.

Modifié par Loi 96-1236 30 décembre 1996 art 44 - JORF 1er janvier 1997.

Il est créé au ministère de l'industrie, du commerce et de l'artisanat un Service central de sûreté des installations nucléaires placé au sein de la direction des mines. Ce service, principalement responsable de l'étude, de la définition et de la mise en oeuvre de la politique en matière de sûreté nucléaire ainsi que des problèmes qui s'y rattachent, regroupe les moyens du ministère de l'industrie, du commerce et de l'artisanat en matière de sûreté nucléaire.

Il est notamment chargé :

- de préparer et de mettre en oeuvre toutes actions techniques du département relatives à la sûreté des installations nucléaires et en particulier :
 - élaborer la réglementation technique concernant la sûreté des installations nucléaires et suivre son application ;
 - organiser et animer l'inspection de ces installations, sans préjudice d'application des dispositions de la loi du 30 décembre 1996 dans ce domaine ;
- d'examiner pour avis les programmes du Commissariat à l'énergie atomique qui s'y rapportent ainsi que les propositions budgétaires correspondantes et suivre l'exécution des programmes ;
- de suivre, le cas échéant, les travaux de recherche et développement des autres établissements publics relevant du département dans le domaine de la sûreté nucléaire ;
- de recueillir toutes informations utiles sur les problèmes de sûreté nucléaire et les mesures prises en ce domaine en France et à l'étranger ;
- de proposer et d'organiser l'information du public sur les problèmes se rapportant à la sûreté ;
- et d'une façon générale, d'examiner les mesures propres à assurer la sûreté des installations nucléaires, notamment les mesures proposées dans ce domaine par le commissariat à l'énergie atomique en application de l'article 2 du décret du 29 septembre 1970 susvisé, et promouvoir leur mise en oeuvre.

Le Service central de sûreté des installations nucléaires doit être à tout moment en mesure de faire la synthèse des problèmes se rapportant à la sûreté des installations nucléaires. Il prépare et propose, en ce domaine, les positions françaises dans les discussions avec les gouvernements ou les administrations des pays étrangers et organise sur le plan français les modalités pratiques de ces discussions.

Article 6

Pour l'exercice de sa mission, le Service central de sûreté des installations nucléaires est habilité à entreprendre ou promouvoir toutes études, participer à toutes concertations, présenter toutes recommandations utiles, prendre tous contacts nécessaires.

Il tient le Conseil supérieur de la sûreté nucléaire informé de ses activités et assure le secrétariat de ce conseil.

Annexe 4 : Mesures dans l'environnement général

Il exerce ses attributions en liaison avec les différentes directions et services intéressés et apporte en tant que de besoin son concours au secrétaire général de l'énergie et au directeur du gaz, de l'électricité et du charbon dans l'exercice de leurs attributions respectives.

Article 7

Modifié par Décret 77-623 6 juin 1977 art. 2 - JORF 19 juin 1977.

Le chef du Service central de sûreté des installations nucléaires et l'adjoint qui le conseille pour les questions scientifiques et techniques se rapportant à la sûreté des installations nucléaires sont nommés par arrêté du ministre de l'industrie, du commerce et de l'artisanat, sur proposition du directeur des mines.

Article 8

Le ministre de l'économie et des finances, le ministre du développement industriel et scientifique et le secrétaire d'Etat auprès du ministre de l'économie et des finances, chargé du budget, sont chargés, chacun en ce qui le concerne, de l'exécution du présent décret, qui sera publié au Journal officiel de la République française.

L'article 5 du décret modificateur du 29 octobre 1981 dispose :

Art 5 - Le ministre de l'industrie est chargé de l'exécution du présent décret, qui sera publié au Journal officiel de la République française.

Fait à Paris le 13 mars 1973.

Décret 93-1272 du 01 décembre 1993

Décret relatif à l'organisation de l'administration centrale du ministère de l'industrie, des postes et télécommunications et du commerce extérieur

Entré en vigueur le 01 janvier 1997

NOR : INDA9300854D

(Extraits)

Article 17

La Direction de la sûreté des installations nucléaires est responsable de l'étude, de la définition et de la mise en oeuvre de la politique en matière de sûreté nucléaire, ainsi que des problèmes qui s'y rattachent.

Elle est notamment chargée :

1. De préparer et de mettre en oeuvre toutes actions techniques du ministère relatives à la sûreté des installations nucléaires, et en particulier :
 - a) D'élaborer la réglementation technique concernant la sûreté des installations nucléaires et de suivre son application ;
 - b) D'organiser et animer l'inspection de ces installations, sans préjudice de l'application des dispositions de la loi n° 61-842 du 2 août 1961 relative à la lutte contre les pollutions atmosphériques et les odeurs et portant modification de la loi du 19 décembre 1917 ;
2. D'examiner pour avis les programmes du Commissariat à l'énergie atomique concernant la sûreté des installations nucléaires ainsi que les propositions budgétaires correspondantes et de suivre l'exécution de ces programmes ;
3. De suivre les travaux de recherche et développement des autres établissements publics relevant du département dans le domaine de la sûreté nucléaire ;
4. De recueillir toutes informations utiles sur les problèmes de sûreté nucléaire et les mesures prises en ce domaine en France et à l'étranger ;
5. De proposer et d'organiser l'information du public sur les problèmes se rapportant à la sûreté ;
6. D'une façon générale, d'examiner les mesures propres à assurer la sûreté des installations nucléaires, notamment les mesures proposées dans ce domaine par le Commissariat à l'énergie atomique en application de l'article 2 du décret n° 70-878 du 29 septembre 1970 relatif au Commissariat à l'énergie atomique et de promouvoir leur mise en oeuvre.

La Direction de la sûreté des installations nucléaires doit être à tout moment en mesure de faire la synthèse des problèmes se rapportant à la sûreté des installations nucléaires. Elle prépare et propose, en ce domaine, les positions françaises dans les discussions avec les gouvernements ou les administrations des pays étrangers et organise sur le plan français les modalités pratiques de ces discussions.

Pour l'exercice de sa mission, la Direction de la sûreté des installations nucléaires est habilitée à entreprendre ou promouvoir toutes études, participer à toutes concertations, présenter toutes recommandations utiles, prendre tous contacts nécessaires.

Elle tient le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires informé de ses activités et assure le secrétariat de ce conseil.

JOURNAL OFFICIEL DE LA REPUBLIQUE FRANCAISE

NUMERO COMPLEMENTAIRE

22 septembre 1984, page 8652

Arrêté du 10 août 1984

Relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base

Le ministre du redéploiement industriel et du commerce extérieur,

Vu le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 relatif aux installations nucléaires, modifié par le décret n° 73-405 du 27 mars 1973, et notamment son article 10 bis;

Vu le décret n° 93-278 du 13 mars 1973 modifié portant en particulier création d'un Service central de sûreté des installations nucléaires;

Vu l'avis émis par la commission interministérielle des installations nucléaires de base lors de sa séance du 2 juillet 1984 ;

Sur proposition du directeur général de l'industrie,

Arrête :

CHAPITRE Ier Dispositions générales

Article 1er

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, au sens du décret du 13 mars 1973 susvisé, soit définie, obtenue et maintenue pour les éléments suivants :

- structures, équipements et matériels;
- ensembles les associant ;
- conditions d'exploitation de l'installation.

A cette fin, l'exploitant s'assure qu'un système est mis en place pour définir la qualité des éléments précités, pour obtenir et maintenir cette qualité, pour en vérifier l'obtention et le maintien, et pour analyser et corriger les écarts éventuels.

Ce système met en oeuvre un ensemble contrôlé d'actions planifiées et systématiques, fondées sur des procédures écrites et donnant lieu à l'établissement de documents archivés.

Il doit permettre de montrer l'obtention et le maintien de la qualité des éléments précités.

Il est mis en place dès la phase de conception et s'étend durant toutes les phases ultérieures de l'existence de l'installation nucléaire de base.

Article 2

2.1. Tenant compte de la spécificité de son installation nucléaire de base, l'exploitant identifie les activités que lui-même ou ses prestataires exercent et qui influent sur la qualité des éléments importants pour la sûreté visés à l'article 1er.

Ces activités sont désignées " activités concernées par la qualité " dans le présent arrêté.

2.2. Les dispositions des articles 6 à 10-1, 11-2, 12, 13-1, 13-3, 14 et 15-1 du présent arrêté s'appliquent aux activités concernées par la qualité. Les mesures permettant l'application de ces dispositions sont définies et mises en oeuvre par l'exploitant ou ses prestataires.

Article 3

Pour l'application du présent arrêté toute personne visée par l'article premier du décret du 11 décembre 1963 susvisé ou toute personne physique ou morale ayant déposé une demande d'autorisation de création d'une installation nucléaire de base est désignée " exploitant ".

Pour l'application du présent arrêté, le titulaire d'un contrat passé avec l'exploitant lui-même ou avec un autre prestataire est désigné " prestataire ", lorsque ce contrat prévoit la fourniture de biens ou de services, constituant une ou plusieurs activités concernées par la qualité.

CHAPITRE II Responsabilité d'ensemble de l'exploitant

Article 4

L'exploitant, responsable de la sûreté de l'installation, est de ce fait responsable de l'application des dispositions du présent arrêté relatives aux activités concernées par la qualité.

Pour les activités concernées par la qualité exercées par les prestataires, l'exploitant veille à ce que les contrats incluent la notification à ces prestataires des dispositions permettant l'application du présent arrêté.

L'exploitant exerce ou fait exercer sur tous les prestataires une surveillance permettant de s'assurer de l'application par ceux-ci des dispositions ainsi notifiées. En particulier, il veille à ce que les biens ou services fournis fassent l'objet de contrôles permettant de vérifier leur conformité à la demande.

Article 5

L'exploitant constitue et tient à jour un dossier résumant les mesures et moyens prévus pour appliquer le présent arrêté ; en particulier il y décrit les principes de la surveillance des prestataires. Il transmet ce dossier au service central de sûreté des installations nucléaires, ainsi que, par la suite, ses mises à jour, sous réserve des dispositions transitoires prévues à l'article 17 du présent arrêté. Pour une installation nucléaire de base à créer, ce dossier est transmis lors du dépôt de la demande d'autorisation de création.

L'exploitant tient ou fait tenir tout élément témoignant de l'application du présent arrêté à la disposition du chef du Service central de sûreté des installations nucléaires et à celle des inspecteurs des installations nucléaires de base par lui mandatés.

L'exploitant doit être en mesure de rendre compte au chef du Service central de sûreté des installations nucléaires de l'application des dispositions du présent arrêté, et notamment de l'identification des activités concernées par la qualité. Il fournit au chef de ce service, sur sa demande, toutes informations et justifications sur ces points. En fonction de celles-ci, le ministre du redéploiement industriel et du

commerce extérieur peut prescrire à l'exploitant toute disposition jugée nécessaire à l'application du présent arrêté.

CHAPITRE III Principes généraux

Article 6

Les exigences nécessaires pour obtenir et maintenir la qualité visée à l'article premier doivent être définies pour chaque activité concernée par la qualité, compte tenu de son importance pour la sûreté.

Ces exigences sont désignées "exigences définies" dans le présent arrêté.

Article 7

Les moyens humains et techniques ainsi que l'organisation mise en oeuvre pour l'accomplissement d'une activité concernée par la qualité 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 de ces personnes est notamment fondée sur leur formation et leur expérience.

Les activités concernées par la qualité pour lesquelles des personnes doivent être préalablement qualifiées ou habilitées ou pour lesquelles des moyens techniques doivent être qualifiés, doivent être identifiées, en tenant compte de leur nature et de leur importance pour la sûreté.

L'organisation doit permettre d'identifier, pour chaque activité concernée par la qualité, les missions et obligations des personnes ou organismes concernés et les liaisons entre eux.

Article 8

Une organisation est définie et mise en oeuvre afin qu'un contrôle technique adapté à chaque activité concernée par la qualité soit exercé. Elle doit permettre de s'assurer que :

- chaque activité concernée par la qualité a été exécutée conformément aux exigences définies ;
- le résultat obtenu répond à la qualité définie ;
- des actions correctives et préventives appropriées relatives aux anomalies et incidents éventuels, visés à l'article 12 du présent arrêté, ont été définies et mises en oeuvre.

Les personnes chargées des tâches de contrôle technique d'une activité concernée par la qualité doivent être différentes des personnes l'ayant accomplie.

Article 9

Une organisation chargée de vérifier l'application dans des conditions satisfaisantes des dispositions des articles 6, 7 et 8 du présent arrêté est définie et mise en oeuvre.

Les personnes et organismes chargés des tâches de vérifications doivent :

- avoir un niveau technique suffisant ;
- être indépendants des personnes chargées de l'accomplissement de l'activité concernée par la qualité ;
- rendre compte directement à une personne ayant autorité vis-à-vis de l'accomplissement de l'activité concernée par la qualité.

Ils évaluent périodiquement l'efficacité et l'adéquation des dispositions prises en application du présent arrêté, notamment sur la base d'enquêtes appropriées et, en tant que de besoin, sur la base de vérifications programmées, par sondage ; cette évaluation porte sur l'organisation mise en place et sur l'aspect technique de l'activité concernée par la qualité.

Cette organisation veille à ce que les dispositions soient prises pour tirer les enseignements des situations anormales constatées et mettre en oeuvre les actions nécessaires pour y remédier.

CHAPITRE IV Documents relatifs aux activités concernées par la qualité

Article 10

10-1. Pour chaque activité concernée par la qualité les documents suivants sont établis et, de façon appropriée, tenus à jour et utilisés :

- a) Avant l'engagement de cette activité, description des dispositions générales prises en application du présent arrêté. Le document correspondant peut être commun à plusieurs activités concernées par la qualité ;
- b) Descriptions préalables des exigences définies, des conditions d'exécution et de contrôle et des conditions de traitement des anomalies ou incidents éventuels ;
- c) Compte rendu du déroulement de cette activité permettant de connaître et de caractériser suffisamment les conditions de son exécution et de son contrôle ainsi que ses résultats ;
- d) Programme d'actions de vérifications, en y comprenant les enquêtes, au titre de l'article 9 ;
- e) Documents attestant que les actions de vérifications prévues ont été effectuées, faisant apparaître leurs résultats et rendant compte des enquêtes périodiques ;
- f) Documents attestant l'action de surveillance, au titre de l'article 4, exercée sur chaque prestataire et relatant les observations éventuelles.

10-2. L'exploitant établit un document de synthèse constituant une évaluation globale de la qualité effectivement obtenue avant la mise en service de l'installation. Par la suite il effectue périodiquement un bilan concernant l'obtention et le maintien de la qualité des éléments importants pour la sûreté visés à l'article premier.

Article 11

11-1. L'exploitant prend ou fait prendre toutes dispositions utiles pour que les documents nécessaires à l'appréciation de la qualité, y compris ceux décrivant l'installation même, soient :

- archivés pendant une durée appropriée ;
- protégés ;
- conservés dans de bonnes conditions ;
- aisément accessibles.

11-2. l'ensemble des dispositions prises pour l'archivage des documents relatifs à une activité concernée par la qualité fait l'objet d'une description écrite tenue à jour.

CHAPITRE V Anomalies et incidents

Article 12

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, " anomalie ou incident " dans le présent 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.

Article 13

13-1. Les anomalies ou incidents qui ont une importance particulière pour la sûreté doivent être identifiés. Ces anomalies ou incidents sont désignés "anomalies ou incidents significatifs" dans le présent 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.

13-2. L'exploitant déclare au Service central de sûreté des installations nucléaires les anomalies ou incidents significatifs dans les plus brefs délais. Il prend des dispositions appropriées à cet égard vis-à-vis de ses prestataires.

La déclaration décrit les mesures déjà prises ou envisagées pour limiter l'extension de l'anomalie ou de l'incident et, le cas échéant, pour en atténuer les conséquences. Si l'installation est en fonctionnement, la déclaration précise les dispositions prises ou prévues pour la poursuite ou la reprise de l'exploitation dans des conditions de sûreté satisfaisantes.

13-3. 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 ;
- pour en tirer les enseignements utiles pour l'activité concernée par la qualité affectée et, le cas échéant, pour d'autres activités concernées par la qualité.

Un dossier est constitué et tenu à jour pour chaque anomalie ou incident significatif qui contient notamment les éléments de cette analyse.

13-4. L'exploitant informe périodiquement le chef du Service central de sûreté des installations nucléaires de l'état du dossier précité.

CHAPITRE VI Dispositions particulières

Article 14

Un travail résultant d'une activité de réflexion et conduisant à l'élaboration d'un ou plusieurs documents techniques nécessaires au déroulement d'une activité concernée par la qualité est désigné "étude" dans le présent arrêté.

Une étude constitue une activité concernée par la qualité.

Sans préjudice de l'application des autres dispositions du présent arrêté, les études font l'objet des dispositions suivantes :

14-1. Pour une étude, le document visé à l'alinéa a de l'article 10-1 comprend notamment des règles propres à assurer :

- la définition et la consultation des personnes et organismes concernés ;
- la prise en considération des observations formulées ;
- l'établissement des révisions successives des documents relatifs à l'étude considérée.

Ces règles doivent permettre également de s'assurer que les différents organismes ou personnes concernés par une étude ont connaissance des autres études ou documents, tels que bases de conception, codes, normes, ou dispositions réglementaires, utiles pour l'étude considérée.

14-2. Sauf exception justifiée, un contrôle de chaque étude doit être fait au titre de l'article 8. La nature de ce contrôle est fonction de l'importance de l'étude considérée pour la sûreté ; ce contrôle est effectué lors d'examens menés par des personnes n'ayant pas participé directement à la réalisation de cette étude.

14-3. Sauf exception justifiée, les personnes et organismes chargés des tâches de vérification au titre de l'article 9 sont informés de l'état d'avancement des études. Les documents correspondants sont tenus à leur disposition.

14-4. Des examens critiques portant sur la conception de l'ensemble ou de grands sous-ensembles de l'installation sont effectués pour s'assurer de la cohérence des études qui s'y rapportent.

Article 15

15-1. Les dispositions du présent arrêté doivent avoir été appliquées aux activités qui débutent avant que la demande d'autorisation de création d'une installation nucléaire de base ait été déposée et qui, lors du dépôt de cette demande, sont identifiées comme des activités concernées par la qualité.

15-2. L'exploitant transmet au Service central de sûreté des installations nucléaires, en liaison avec sa demande d'autorisation de création, une déclaration relative à l'engagement de ces activités concernées par la qualité et aux dispositions qu'il a prises pour assurer l'application du présent arrêté.

Article 16

Les activités de recherche et développement ou d'enseignement qui sont menées dans une installation nucléaire de base à vocation de recherches ou d'enseignement ne sont pas soumises aux dispositions de l'article 2-2 et des articles 4 à 15. En tout état de cause, l'exploitant doit être en mesure de rendre compte au chef du Service central de sûreté des installations nucléaires des dispositions prises en application de l'article 1er.

CHAPITRE VII Modalités d'application

Article 17

A titre de dispositions transitoires, tout exploitant ou toute personne qui acquerrait cette qualité dans un délai d'un an à partir de la date de publication du présent arrêté au Journal officiel de la République française peut disposer d'un délai d'au plus un an après la date de publication précitée, pour présenter le dossier prévu à l'article 5 et pour se conformer aux dispositions du présent arrêté, sous réserve des dispositions ci-après.

Pour les activités de construction et d'exploitation déjà engagées ou pour celles qui le seraient dans un délai d'un an à partir de la date de publication précitée, l'exploitant peut demander au ministre du redéploiement industriel et du commerce extérieur (Service central de sûreté des installations nucléaires), au plus tard dix mois après la date de publication précitée, une prolongation du délai d'un an et, dans ce cas, doit proposer l'échéancier et les conditions de mise en place des dispositions permettant l'application du présent arrêté. Au vu de cette demande et des propositions qui l'accompagnent, le ministre du redéploiement industriel et du commerce extérieur peut accorder un délai plus long aux conditions qu'il fixe sans que le délai à compter de la date de publication précitée ne puisse excéder trois ans, sous réserve des dispositions de l'article 18.

Article 18

Les dérogations aux dispositions du présent arrêté sont accordées par le ministre du redéploiement industriel et du commerce extérieur aux conditions qu'il fixe.

Article 19

Le chef du Service central de sûreté des installations nucléaires est chargé de l'exécution du présent arrêté, qui sera publié au Journal officiel de la République française.

Fait à Paris, le 10 août 1984.

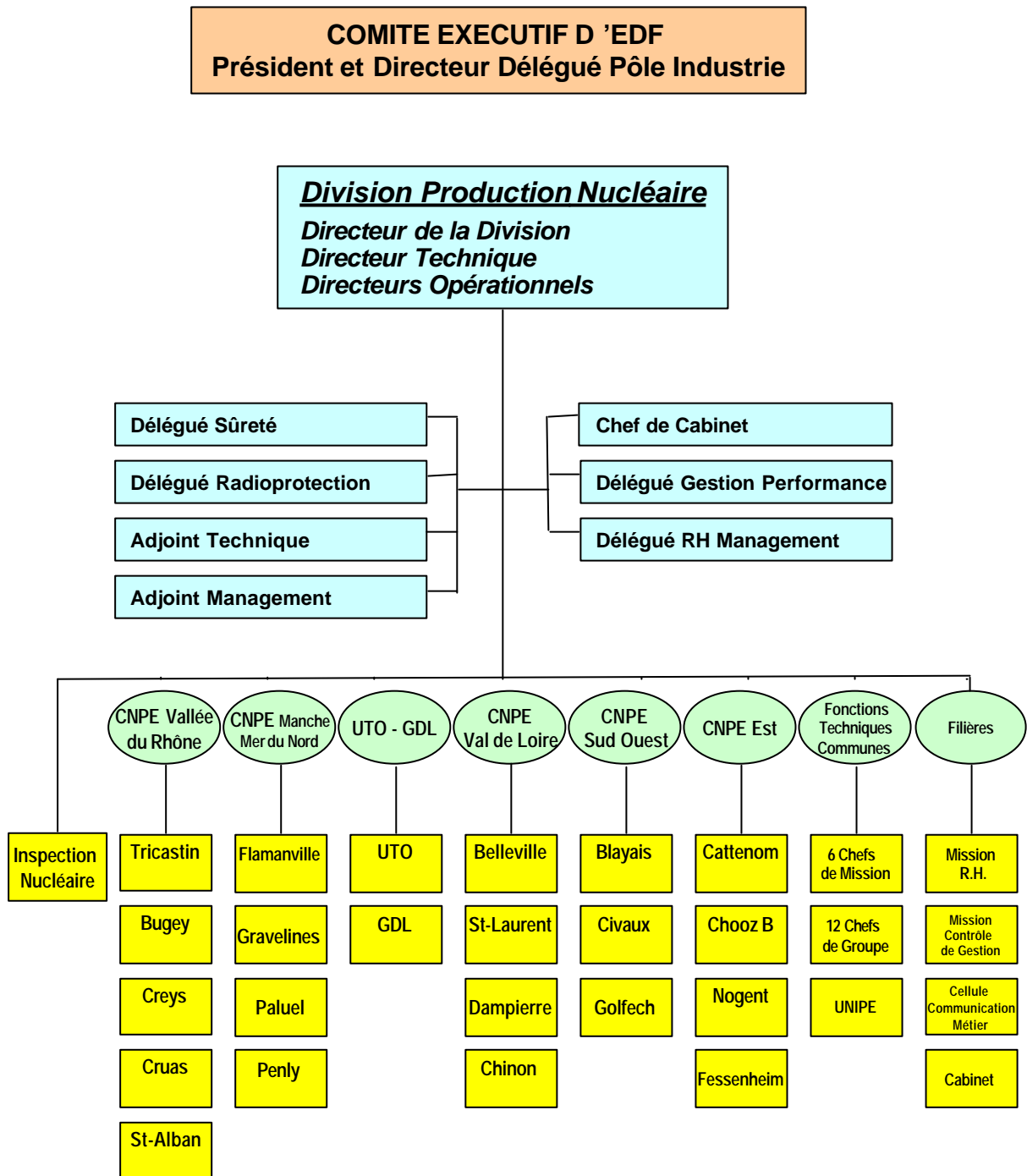
Annexe 3 : Organisation des exploitants

Annexe 3 - Organisation des exploitants électronucléaires

A3- 1 - Organisation d'EDF

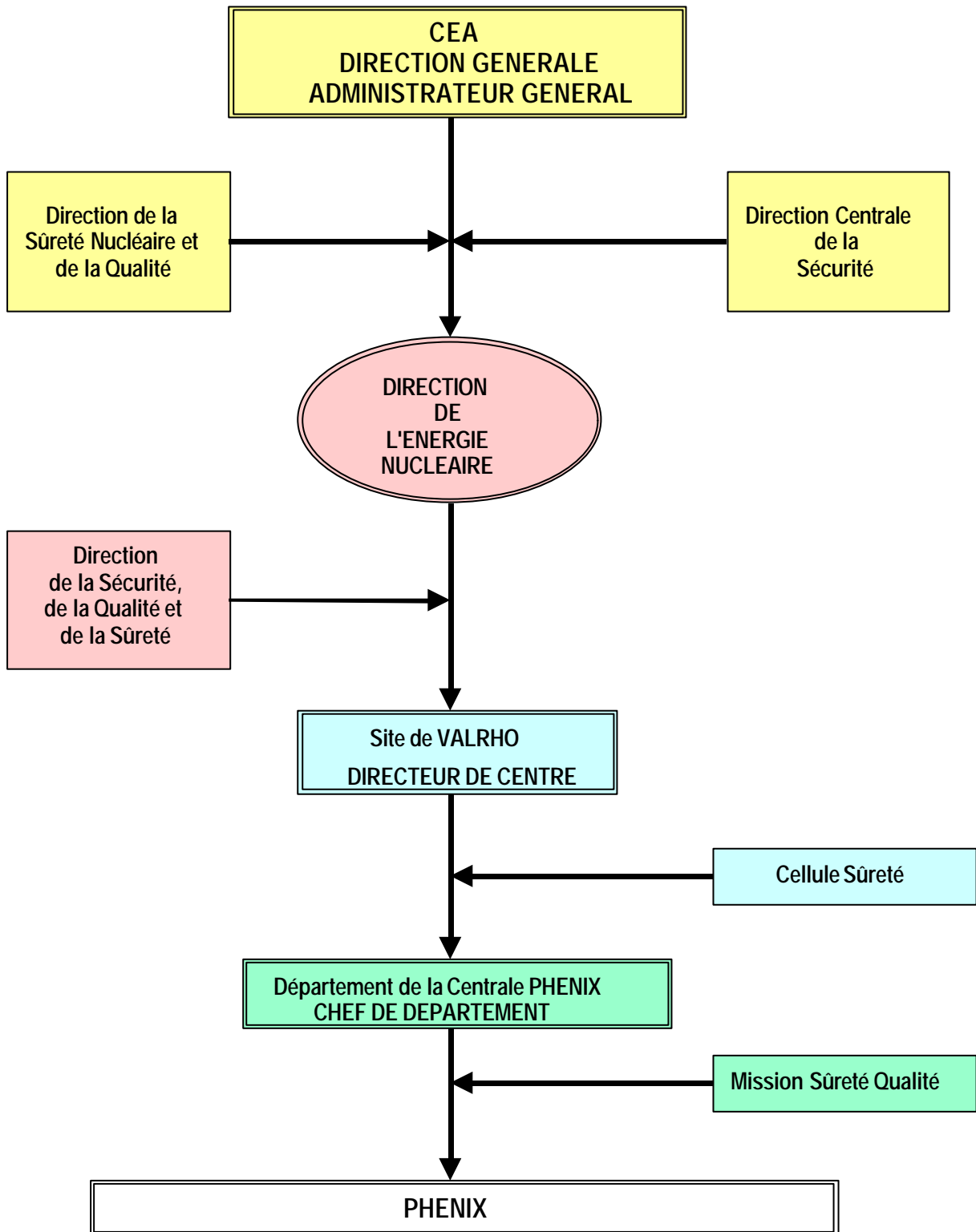
A3 -2 - Organisation du CEA

Annexe 3 : A3-1 - Organisation d'EDF



Division Production Nucléaire -

Annexe 3 : A3-2 - Organisation du CEA



ANNEXE 4 - Mesures radiologiques dans l'environnement

A4-1 - SUIVI DOSIMETRIQUE DES TRAVAILLEURS

A4-2 - SURVEILLANCE GENERALE

A4-2.1 Débit de dose gamma ambiant (Téléray)

A4-2.2 Stations de référence

A4-2.3 Atmosphère

A4-2.4 Eaux (Pluies- Fleuves)

A4-2.5 Chaîne alimentaire

A4-2.6 Faune et flore

A4-3 - SURVEILLANCE DES SITES NUCLEAIRES

A4-3.1 Principes

A4-3.2 Localisation des mesures

A4-3.3 Rejets gazeux et liquides

A4 - 1- SUIVI DOSIMETRIQUE DES TRAVAILLEURS EDF

Le bilan du suivi dosimétrique des travailleurs d'EDF et des entreprises sous-traitantes dans les centrales nucléaires est donné, pour les trois années couvertes par le présent rapport, dans le tableau suivant.

	ANNEES	Nombre de personnes	Hommes.Sievert	<i>Nombre de doses >20mSv/an</i>
Agents EDF	1998	18 555	10,87	1
	1999	18 814	16,31	2
	2000	23 172	13,91	1
Agents extérieurs	1998	21 029	38,99	68
	1999	24 216	34,47	23
	2000	23 309	29,16	13

A4-2 – SURVEILLANCE GENERALE

A4-2.1 Réseau TELERAY (débit de dose gamma ambiant)

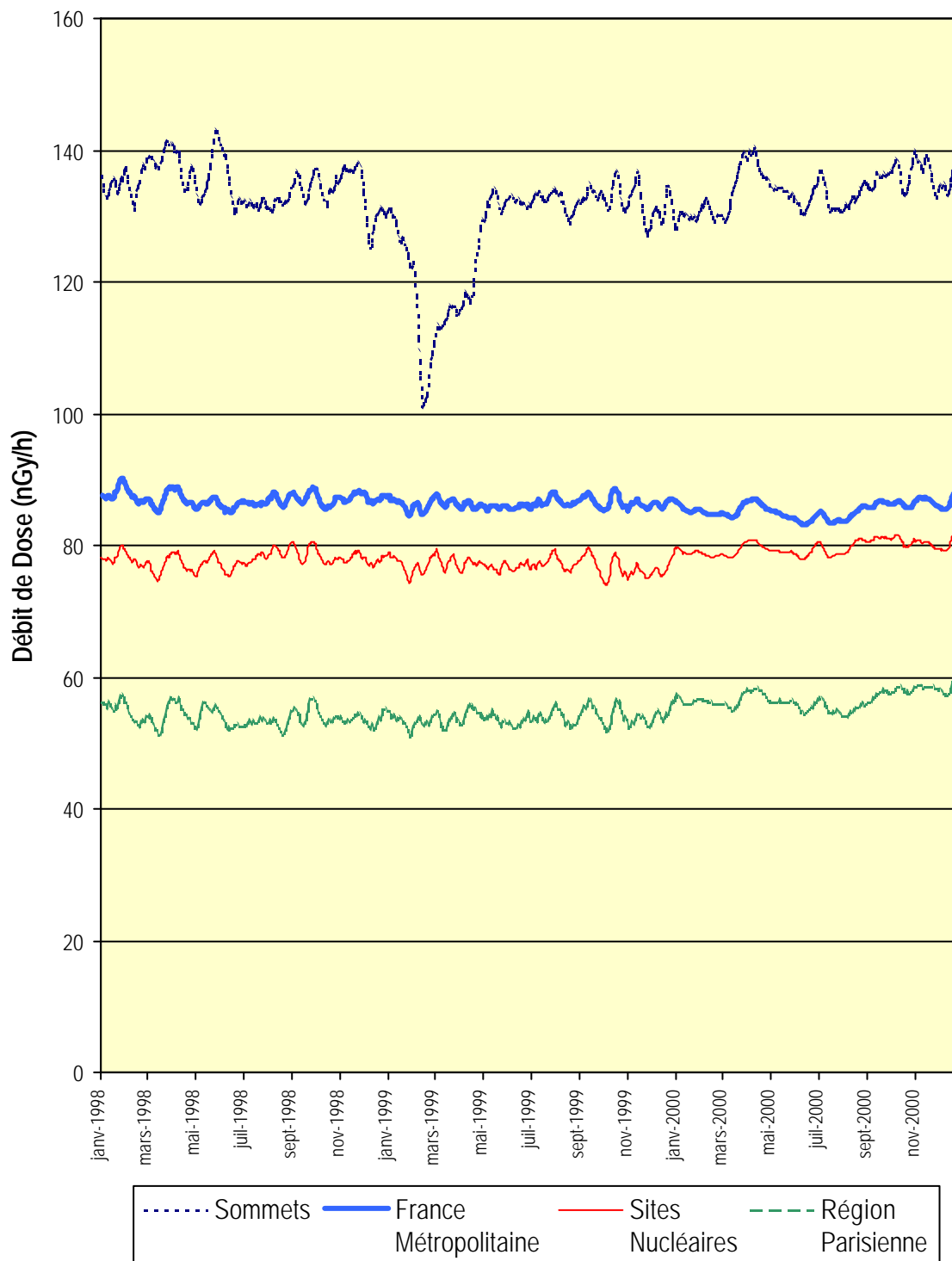
A4-2.1.1 Implantation des stations du réseaux Téléray



A4-2 – SURVEILLANCE GENERALE (suite)

A4-2.1 Réseau TELERAY (débit de dose gamma ambiant)

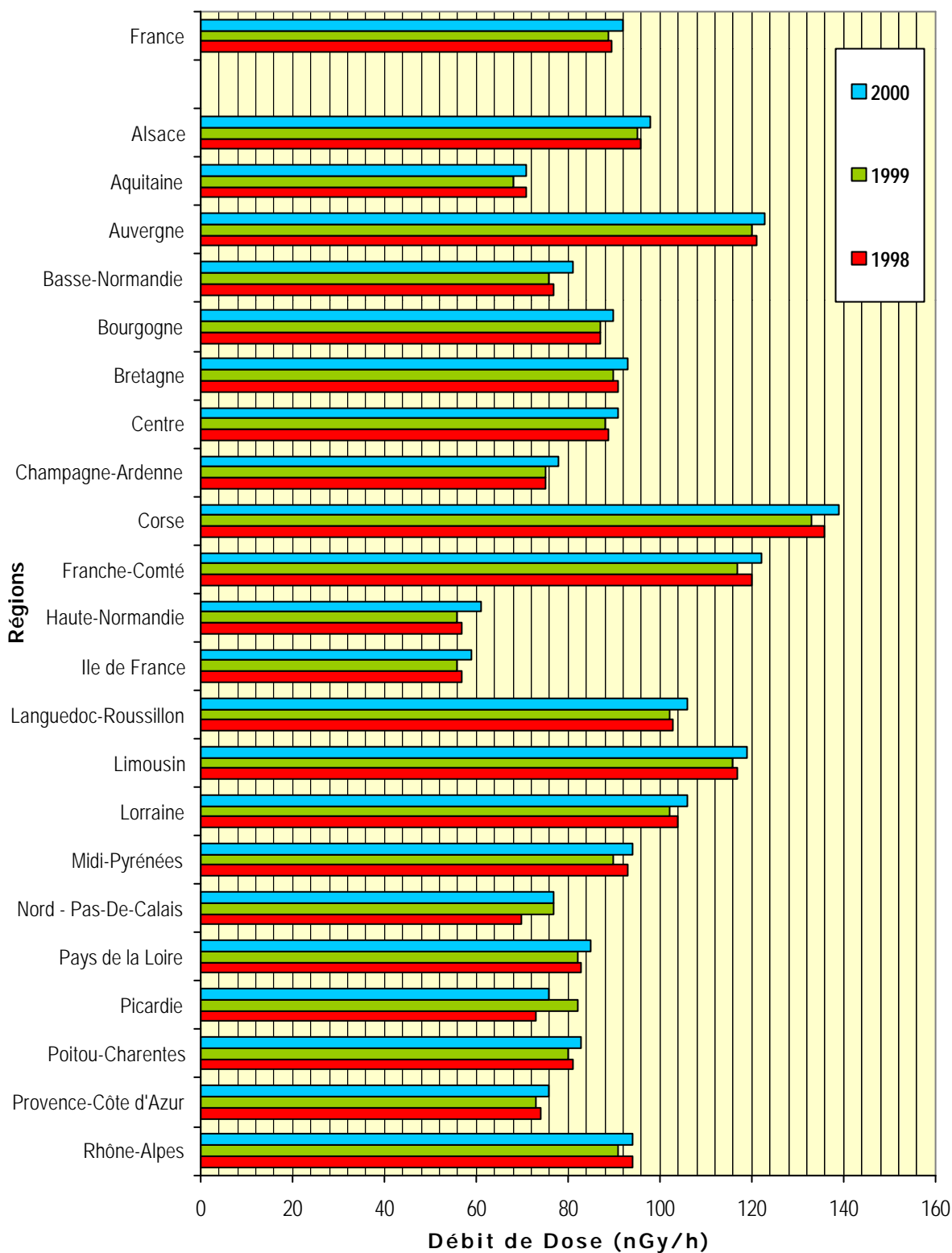
A4-2.1.2 Enregistrements Géographiques de 1998 à 2000



A4-2 – SURVEILLANCE GENERALE (suite)

A4-2.1 Réseau TELERAY (débit de dose gamma ambiant)

A4-2.1.3 Moyennes annuelles régionales



A4-2 – SURVEILLANCE GENERALE (suite)

A4-2.2 Stations de Référence

A4 - 2.2.1 Localisation des stations de référence



LEGENDE : () Numéro du département

A4-2 – SURVEILLANCE GENERALE (suite)**A4- 2.2 Stations de Référence****A4 - 2.2.2 Spécifications des mesures**

Les prélèvements et mesures effectuées dans les stations de référence de la surveillance générales sont spécifiées dans le tableau suivant.

Milieu surveillé ou nature du contrôle	Prélèvements	Fréquence des Prélèvements	Analyses effectuées
Aérosols (poussières atmosphériques)	filtre fixe à relevé quotidien	continue	β global (journalier) spectro γ (groupage mensuel)
Eau de pluie	collecteur de 0,2 m ²	mensuelle	³ H, β global, ⁹⁰ Sr, spectro γ
Rayonnement γ ambiant	dosimètre intégrateur	semestrielle	
Sol	effectué sur une épaisseur de 10 à 20 cm dans un carré de 30 cm de côté	trimestrielle	spectro γ (trimestriel) β global, ⁹⁰ Sr (mélange annuel)
Végétaux	à l'intérieur d'un carré de 2,5 m de côté	mensuelle	β global, ⁹⁰ Sr, spectro γ
Lait de vache	lait de ferme cru	bimensuelle	Bêta, ⁸⁹ Sr, ⁹⁰ Sr, spectro γ
Os	lapin d'élevage local	trimestrielle	β global, ⁹⁰ Sr (mélange annuel)

TOTAL ANNUEL :

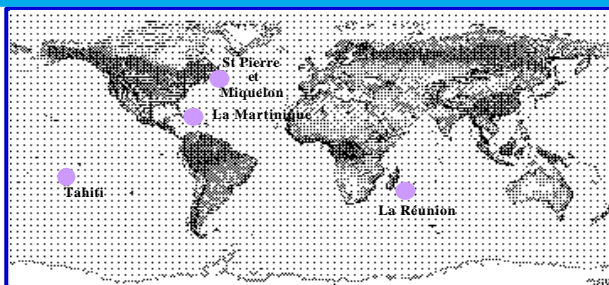
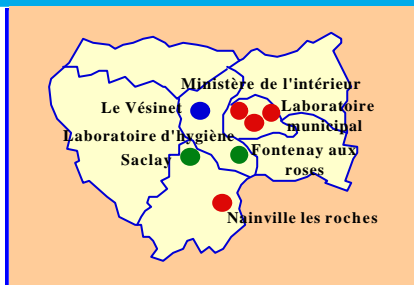
Nombre de prélèvements : 2 863

Nombre de mesures : env. 3 000

A4-2 – SURVEILLANCE GENERALE (suite)

A4-2.3 Stations de surveillance de l'atmosphère

A4-2.3.1 Localisation des stations



Légende : () Numéro du département

- Stations près des centres urbains et sites industriels
- Stations près des sites nucléaires
- Stations de référence
- Stations d'outre-mer

A4-2 – SURVEILLANCE GENERALE (suite)

A4-2.3 Stations de surveillance de l'atmosphère

A4-2.3.2 Spécifications des stations

Les 69 stations de surveillance de l'atmosphère sont réparties en :

- 35 stations près des sites nucléaires ;
- 27 stations près des sites urbains ;
- 7 stations de référence.

Milieu surveillé ou nature du contrôle	Prélèvements	Fréquence des Prélèvements	Analyses effectuées
Aérosols (poussières atmosphériques)	filtre	quotidienne	- β global, - spectro γ (groupage mensuel)
Eau de pluie	collecteur de 0,2 m ²	mensuelle	β global, spectro γ
Rayonnement gamma ambiant	◇ balise Téléray ◇ dosimètre intégrateur	Télésurveillance en temps réel semestrielle	

TOTAL ANNUEL :

Nombre de prélèvements : 22 520

Nombre de mesures : env. 47 000

A4-2 – SURVEILLANCE GENERALE (suite)**A4-2.4 Surveillance générale des Eaux****A4-2.4.1 Réseaux**

LIEU DE PRELEVEMENTS	FREQUENCE DES PRELEVEMENTS	Nbre de prélèv/an	MESURES EFFECTUEES
eaux de pluie (collecteurs) - 28 sites nucléaires, - 7 stations de référence situées loin des sites nucléaires - 16 stations de la Météorologie Nationale - 5 stations Outre-Mer	hebdomadaire mensuelle mensuelle hebdomadaire	648	β global, ^3H (mélange mensuel) β global, ^3H , ^{90}Sr , spectro γ β global, spectro γ β global
eaux potables - surveillance des grandes villes - surveillance des divisions minières - surveillance de la région de Marcoule et de la basse vallée du Rhône	(mensuelle, semestrielle, trimestrielle, annuelle)	371	β global, K β global, K, α global, ^{226}Ra , U β global, K, ^3H , ^{90}Sr , spectro γ
eaux d'adduction ensemble du territoire français	à la demande des mairies, DDASS, ANTEA, Cie des eaux, etc.... en vue de l'agrément préfectoral	140	β global, K, α global, ^3H , ^{226}Ra , U, ^{222}Rn
eaux minérales ensemble du territoire français	demande d'agrément par l'Académie de Médecine ou contrôle à l'exportation	75	β global, K, ^{226}Ra , U, Th, ^{222}Rn , U isotopique Th isotopique
eaux de rivière - 23 sites nucléaires, - 6 sites miniers (Lodève, Crouzille, Vendée, Piriac, Jouac, Forez) - grands fleuves	continue (hydrocollecteur) mensuelle continue (hydrocollecteur) et ponctuelle (trimestrielle)	1000	α global, β global, K, ^3H , spectro γ (mélange mensuel) α global, β global, K, U, ^{226}Ra α global, β global, K, ^3H , spectro γ (mélange mensuel) β global, K, ^{131}I
eaux souterraines - décharges - 3 centres d'ionisation	semestrielle mensuelle	128	α global, β global, K, γ global β global, K, ^{60}Co , spectro γ
eaux de mer - 5 sites nucléaires - ensemble des côtes françaises	continue (hydrocollecteur) mensuelle	190	β global, K, ^3H , spectro γ (mélange mensuel) K, spectro γ , ^3H (mélange semestriel)
eaux usées - station d'épuration d'Achères (Paris)	continue (hydrocollecteur)	156	β global, K, ^{125}I , ^{131}I (mélange hebdomadaire)

TOTAL ANNUUEL :

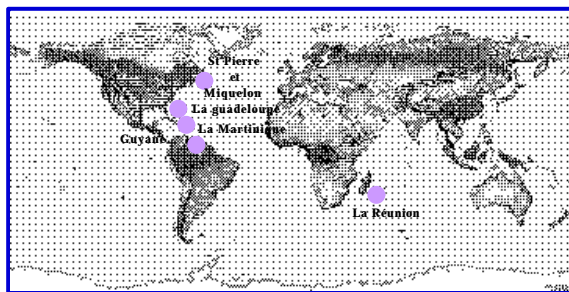
Nombre de prélèvements : 2 708

Nombre de mesures : env. 8 000

A4-2 – SURVEILLANCE GENERALE (suite)

A4-2.4 Surveillance générale des Eaux

A4-2.4.2 Eaux de pluie

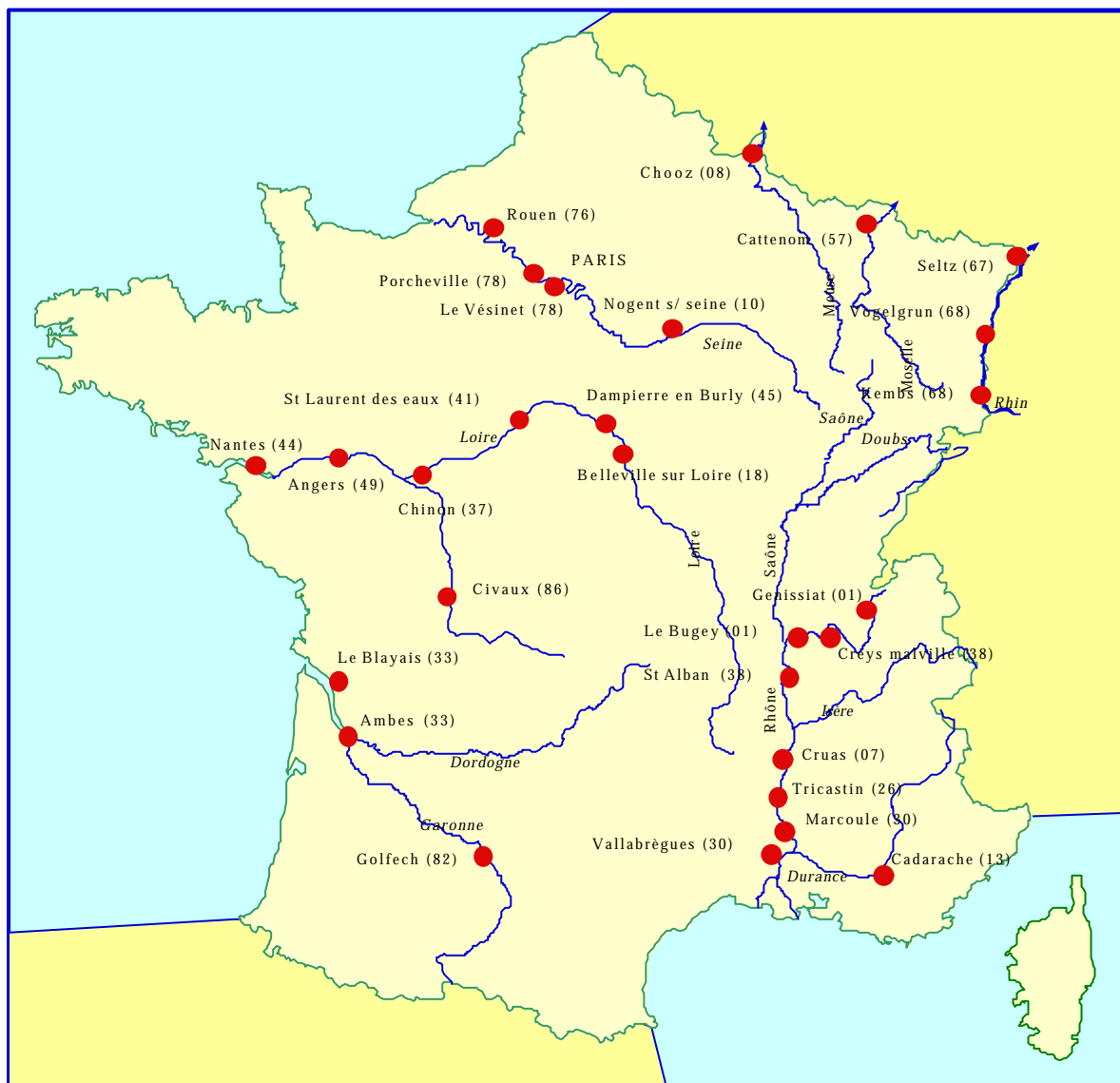


Légende : () Numéro du département
 ● Stations de référence et près des sites urbains
 ● Stations près des sites nucléaires
 ● Stations d'outre mer

A4-2 – SURVEILLANCE GENERALE (suite)

A4-2.4 Surveillance générale des Eaux

A4.2.4.3 Eaux des fleuves



A4-2 – SURVEILLANCE GENERALE (suite)

A4-2.5 Surveillance de la chaîne alimentaire

A4-2.5.1 Restaurants scolaires et de l'OPRI

COLLECTIVITES SURVEILLEES	PRELEVEMENTS EFFECTUES	FREQUENCE DES PRELEVEMENTS	MESURES EFFECTUEES
2 ETABLISSEMENTS SCOLAIRES (GRENOBLE, LA REUNION)	Lait, aliments et boissons consommés pendant 7 jours consécutifs par un pensionnaire d'un établissement	mensuelle	β global, U, ^{90}Sr , spectro γ , Ca, K (^{226}Ra annuel)
OPRI LE VESINET	aliments consommés pendant 7 jours	mensuelle	β global, U, ^{90}Sr , spectro γ (^{226}Ra annuel)

TOTAL ANNUEL :

Nombre de prélèvements :	60
Nombre de mesures :	env. 250

A4-2.5.2 Denrées alimentaires particulières

LIEU DE PRELEVEMENTS	FREQUENCE DES PRELEVEMENTS	Nbre de prélév.	MESURES EFFECTUEES
Miel - 2 sites nucléaires (Le Bugey, Fessenheim) - 3 apiculteurs (Hagueneau, Labaroche, Orbey)	annuelle annuelle	10	spectro γ
Poissons (marché national de Rungis) - 2 types de poissons (plats et ronds)	Hebdomadaire	104	(spectro γ hebdo.) β global, α global, K Ca, ^{90}Sr (mélange annuel)
Thyroides de bovins abattoirs (Carpentras, La Réunion)	Hebdomadaire	104	spectro γ (^{131}I)
Denrées alimentaires destinées à l'exportation	à la demande	207	spectro γ (^{131}I , ^{134}Cs , ^{137}Cs)

TOTAL ANNUEL :

Nombre de prélèvements :	425
Nombre de mesures :	env. 445

A4-2 – SURVEILLANCE GENERALE (suite)

A4-2.5 Surveillance de la chaîne alimentaire

A4-2.5.3 Laits

LIEU DE PRELEVEMENTS	FREQUENCE DES PRELEVEMENTS	MESURES EFFECTUEES
<p><u>Laits</u></p> <ul style="list-style-type: none"> - 90 coopératives départementales - 29 sites nucléaires - 7 stations de référence - 4 stations Outre-mer - 2 établissements scolaires et restaurant de l'OPRI 	<ul style="list-style-type: none"> bisannuelle au moins mensuelle mensuelle trimestrielle mensuelle 	<ul style="list-style-type: none"> spectro γ β (Sr+Lanthanides), spectro γ

<u>TOTAL ANNUEL :</u>	
Nombre de prélèvements :	984
Nombre de mesures :	env. 1 100

A4-2.5.4 Céréales

LIEU DE PRELEVEMENTS	FREQUENCE DES PRELEVEMENTS	MESURES EFFECTUEES
<p><u>Blés</u></p> <ul style="list-style-type: none"> - 26 sites nucléaires (grains entiers) - 290 silos provenant de 84 départements et mélangés pour constituer 11 régions administratives (grains entiers) 	<ul style="list-style-type: none"> annuelle annuelle 	<ul style="list-style-type: none"> spectro γ β global, spectro γ K, Ca, ⁹⁰Sr, U, ²²⁶Ra

<u>TOTAL ANNUEL :</u>	
Nombre de prélèvements :	316
Nombre de mesures :	env. 100

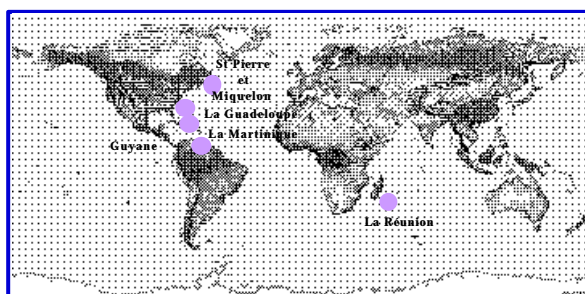
A4-2 – SURVEILLANCE GENERALE (suite)

A4-2.6 Surveillance de la Faune et de la Flore

A4-2.6.1 Localisation des stations de surveillance du littoral



LEGENDE : () Numéro du département



A4-2 – SURVEILLANCE GENERALE (fin)

A4-2.6 Surveillance de la Faune et de la Flore

A4-2-6-2 Mesures sur la Faune et flore aquatiques sur le littoral

Milieu surveillé ou nature du contrôle	Prélèvements sur la faune et flore marines	Fréquence des prélèvements	Mesures effectuées
Littoral Français	- mollusques (coquilles-St-Jacques, huîtres et moules) - crustacés -crevettes, - algues (fucus et ulves), - plantes marines (posidonies)	annuelle	α global, β global, ^{90}Sr , spectro γ , K, α global, β global, U, ^{210}Po , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{241}Am α global, β global, ^{90}Sr , spectro γ , K, α global, β global, ^{90}Sr , U, Th, K, spectro γ
Baie de Seine	- mollusques - crustacés - poissons	annuelle	α global, β global, ^{90}Sr , Th, spectro γ , K, Ca α global, β global, U, Th, ^{210}Po , ^{226}Ra α global, β global, ^{90}Sr , Th, spectro γ , K, Ca
Côtes de France, d'Angleterre, des Pays-Bas et d'Allemagne	- poissons	annuelle	α global, β global, ^{90}Sr , spectro γ , K, Ca

TOTAL ANNUEL :	Nombre de prélèvements :	246
	Nombre de mesures :	env. 1 500

A4-2.6.3 Mesures sur la flore terrestre

LIEU DE PRELEVEMENTS	FREQUENCE DES PRELEVEMENTS	MESURES EFFECTUEES
<u>Végétaux terrestres</u> - 7 stations de référence - 5 stations Outre-mer - 1 site nucléaire	mensuelle mensuelle mensuelle	β global, spectro γ (semestriel β (Sr+Lanthanides), ^{90}Sr)

TOTAL ANNUEL :	Nombre de prélèvements :	69
	Nombre de mesures :	env. 200

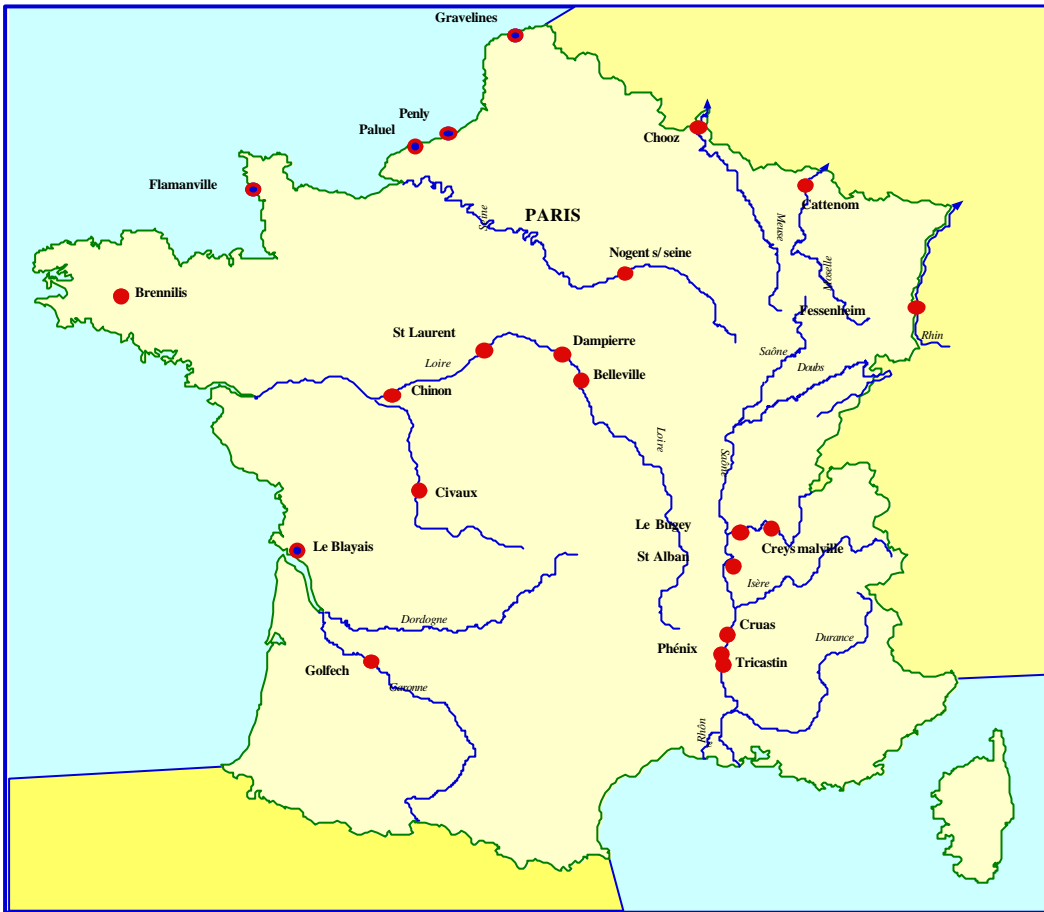
A4- 3 – SURVEILLANCE AUTOUR DES SITES NUCLEAIRES

A4-3.1 Principe des mesures

MILIEU SURVEILLE OU NATURE DU CONTROLE	RESEaux DE SURVEILLANCE PROPRES A L'OPRI
AIR AU NIVEAU DU SOL (poussières atmosphériques)	1 station de prélèvement continu sur filtre fixe sous le vent dominant ; mesures βT quotidiennes et spectrométrie γ mensuelle sur filtres groupés ; mesures αT quotidiennes pour les CNPE à combustible MOX, les sites CEA, COGEMA,...
PLUIE	1 station sous le vent dominant (collecteur hebdomadaire) ; mesures : βT et Tritium sur mélange mensuel.
RAYONNEMENT γ AMBIANT	- Téléray (télésurveillance en temps réel) : transmission automatique au PC de l'OPRI, au Vésinet, des résultats de mesure de la balise à 1 km (seuil de mesure : 10 nGy/h) ; - environ 30 dosimètres intégrateurs répartis dans une zone d'environ 30 km autour du site ; - à ce réseau, relativement proche du site, il faut ajouter les balises Téléray implantées dans les préfectures et certains aéroports ; - résultats des mesures Téléray disponibles en permanence sur le Minitel (3614 Téléray - mise à jour quotidienne des valeurs).
VEGETAUX, SOLS, PRODUCTION AGRICOLE	- végétaux et sols : campagnes de mesures ; - produits agricoles (notamment chaque année, contrôle de l'ensemble de la production locale de blé) - mesure : spectrométrie γ .
LAIT	1 prélèvement mensuel de lait de ferme, sous le vent du site auquel on peut ajouter le prélèvement de lait effectué dans la principale coopérative laitière de chaque département mesures : β (Strontium + Lanthanides) et spectrométrie γ
MILIEU RECEPTEUR DES REJETS LIQUIDES	- eau de rivière en amont du site ; - eau du milieu récepteur en aval du site (prélèvement en continu de l'eau de rivière, des eaux de refroidissement des centrales marines, prélèvements ponctuels d'eau de mer...) - analyses détaillées sur l'eau et les boues de décantation - campagnes de mesures (sédiments, faune et flore aquatiques,...) - sur les grands fleuves, en aval de l'ensemble des sites : station de mesure en continu "Hydrotéléray" avec transmission automatique au PC de l'OPRI, au Vésinet, des résultats de mesure et des spectres d'énergie gamma. mesures mensuelles : - eau filtrée : αT , βT , Potassium, Tritium, spectro γ - matières en suspension : βT - boues de décantation : βT , Potassium, spectro γ , U nat, ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$.
EAUX SOUTERRAINES	campagnes de mesures mesures : βT , Potassium et Tritium

A4 -3 – SURVEILLANCE AUTOUR DES SITES NUCLEAIRES (suite)

A4-3.2 Localisation des mesures EDF

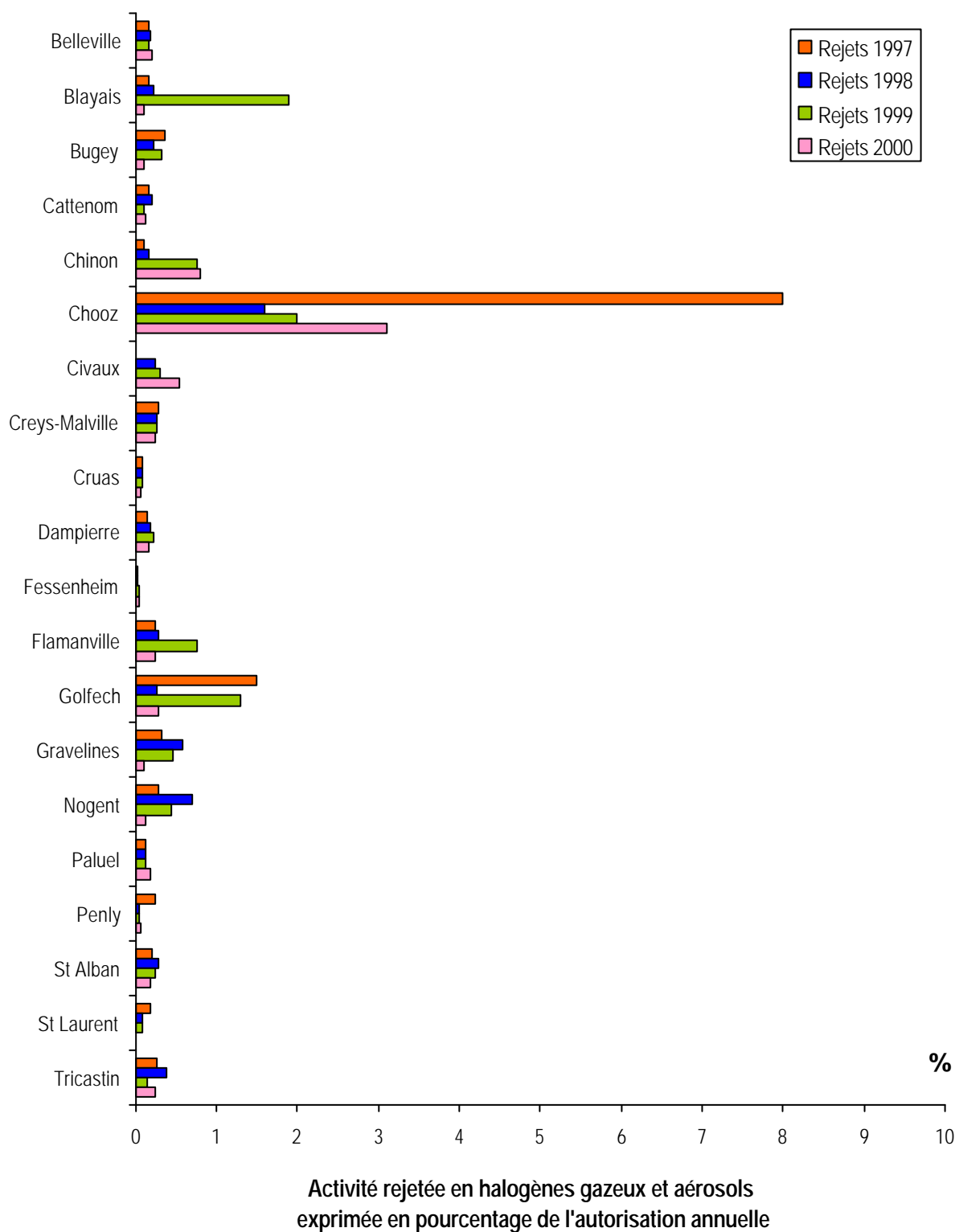


Nature des prélèvements	Périodicité	Nature des analyses
Centrales fluviales ●		
Aérosols	Quotidien, mélange mensuel	βT quotidien, spectroγ sur groupage mensuel, αT sur CNPE à combustible MOX
Biés	Annuels	Spectrométrie γ
Boues de décantation	Continu, mélange mensuel	βT, Potassium, spectroγ, U naturel, ²³⁸ Pu, ²³⁹⁺²⁴⁰ Pu.
Eau de pluie	Hebdomadaire mélange Mensuel	βT, et Tritium.
Eau de rivière	Mensuel	αT, βT, Potassium, Tritium, spectroγ
Eau filtrée		βT.
Matières en suspension		αT, βT, Potassium, Tritium, spectro γ
Eaux de rejet	Mensuel	βT.
Eau filtrée		βT, Potassium, et Tritium.
Matières en suspension		βT (Strontium+Terres rares) et spectro γ
Eaux souterraines	Campagne de mesure annuelle	Dosimètres régulièrement répartis autour des sites
Lait	Mensuel	Spectrométrie γ.
Rayonnement ambiant	Télésurveillance en temps réel	Spectrométrie γ.
Sols	Campagne de mesure annuelle	
Végétaux		
Complément pour les centrales marines ●		
Algues	Annuelles	βT, Potassium, Tritium
Crustacés	Annuels	βT, Potassium, Tritium.
Eau de mer	Bimensuelle	
Eau filtrée		αT, βT, Potassium, Tritium, spectroγ
Matières en suspension		βT.
Mollusques	Annuels	βT, Potassium, Tritium.
Poissons	Annuels	βT, Potassium, Tritium.
Sable de plage	Campagne de mesure	βT, Potassium, Tritium.

A4-3 – SURVEILLANCE AUTOUR DES SITES NUCLEAIRES (suite)

A4-3.3 Surveillance des rejets des centrales EDF

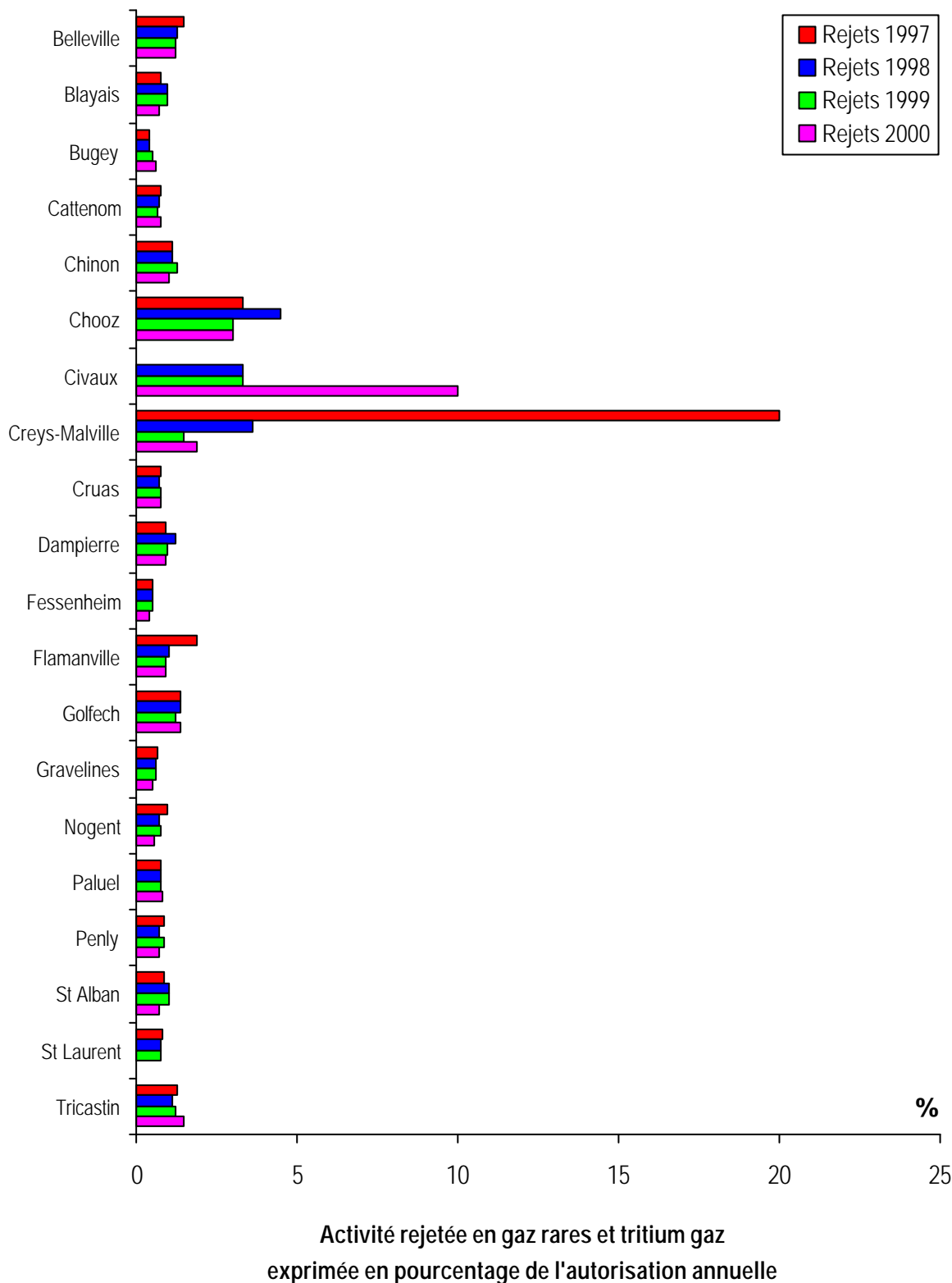
A4-3.3.1 Rejets Gazeux (halogènes et aérosols)



A4 -3 – SURVEILLANCE AUTOUR DES SITES NUCLEAIRES (suite)

A4-3.3 Surveillance des rejets des centrales EDF

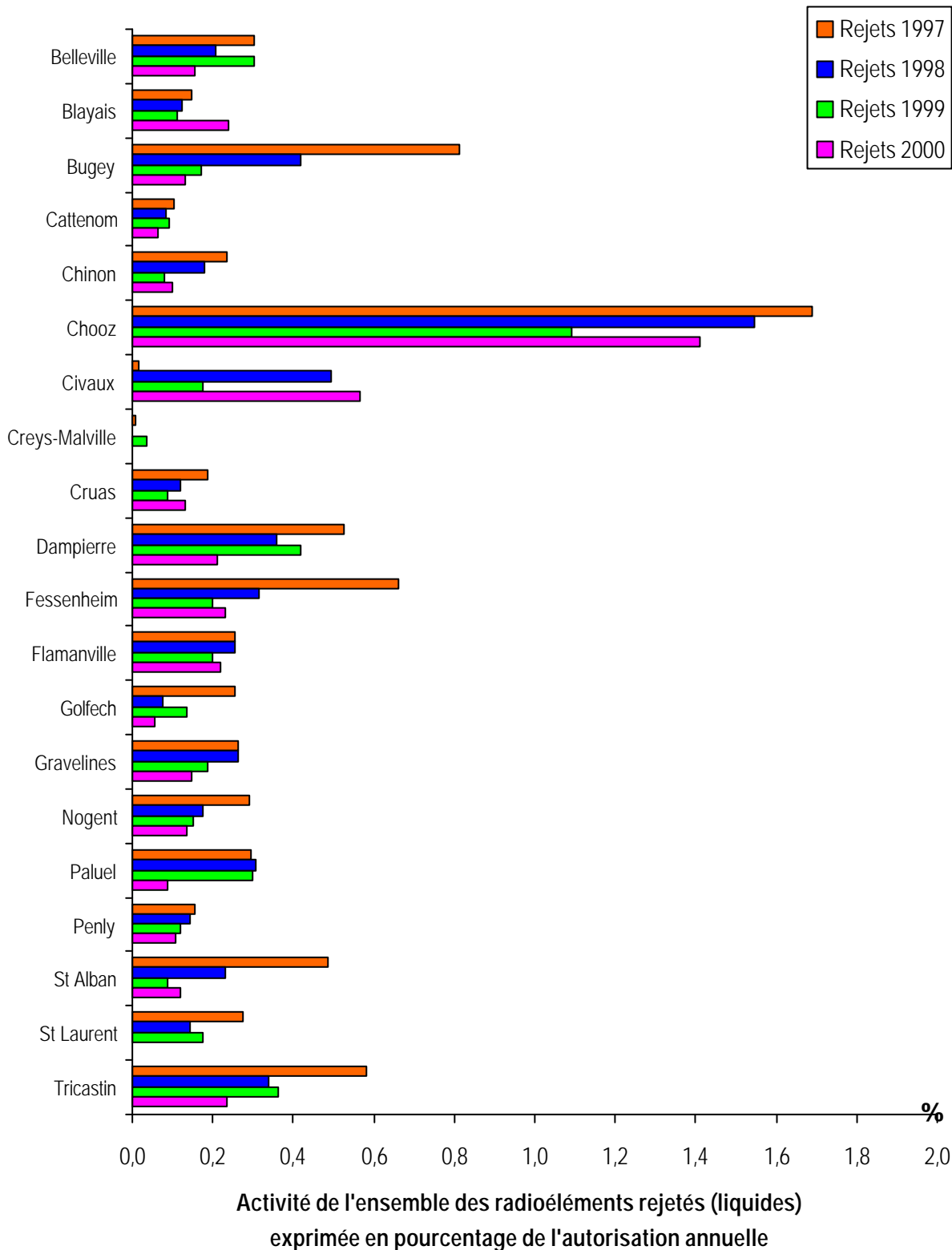
A4-3-3-1 Rejets Gazeux (gaz rares et tritium)



An4-3 – SURVEILLANCE AUTOUR DES SITES NUCLEAIRES (suite)

A4-3.3 Surveillance des rejets des centrales EDF

A4-3.3.3 Rejets liquides (Total)



A4-3 – SURVEILLANCE AUTOUR DES SITES NUCLEAIRES (fin)

A4-3.2 Surveillance des rejets des centrales EDF

A4-3.2.4 Rejets liquides (Tritium)

