



PARIS, le 26 janvier 2000

L'année 1999 ne peut pas être présentée comme une bonne année du point de vue de la sûreté nucléaire : un accident de criticité a fait un mort au Japon, et, en France, deux décès accidentels, certes non dus à la radioactivité, ont eu lieu dans des installations nucléaires. Cependant, je pense que cette année a été une année de progrès. Dans un contexte de relative tranquillité médiatique, le traitement de problèmes de fond a avancé, même si dans la plupart des cas les résultats concrets n'en apparaîtront qu'au cours de l'an 2000, voire des années suivantes.

Le cadre institutionnel de l'Autorité de sûreté nucléaire doit être renouvelé, conformément aux décisions de principe prises par le Premier ministre à la fin de 1998, pour lui conférer une plus grande indépendance, tout en renforçant le contrôle de la radioprotection et en améliorant l'expertise et l'information du public. Les dispositions détaillées à prendre dans ce sens, qui doivent faire l'objet d'un projet de loi, ne sont pas encore fixées de façon définitive, mais les réflexions menées à la demande du Gouvernement tout au long de l'année 1999 ont permis de dégager les différentes options possibles et d'esquisser les organisations correspondantes.

Si le projet de loi sur le contrôle de la sûreté nucléaire n'a pu être mené à son terme en 1999, en revanche la production de règlements par l'Autorité de sûreté a connu un surcroît d'activité : ont pu être signés à la fin de l'année 1999 un arrêté sur la surveillance en exploitation des appareils à pression nucléaires les plus importants (circuits primaires et secondaires principaux des REP), un arrêté fixant les prescriptions générales relatives aux limites et modalités des prélèvements d'eau et rejets des INB, et un arrêté réglementant les nuisances et risques externes résultant de l'exploitation des INB. Dans le domaine connexe des règles fondamentales de sûreté (RFS), après l'achèvement en 1998 de la nouvelle RFS relative aux mouvements sismiques à prendre en compte pour la conception des INB, a été mise au point une RFS sur les logiciels utilisés dans les systèmes classés de sûreté dans les REP ; sont également en chantier des RFS sur les études probabilistes de sûreté, sur les entreposages de déchets, effluents ou combustibles irradiés, et sur les colis de déchets destinés à un stockage en surface (révision de la RFS existante). L'ensemble de ces travaux témoigne d'un dynamisme renouvelé de l'activité réglementaire de l'Autorité de sûreté.

Ce dynamisme se retrouve également dans le secteur de la préparation à la crise nucléaire. Outre le phénomène particulier qu'a représenté la préparation à une hypothétique crise liée au bogue informatique du passage à l'an 2000, l'année 1999 a été marquée par une diversification des exercices de crise : exercice de mobilisation inopinée des équipes nationales, exercices prolongés sur une journée complète ou sur deux jours avec relève des équipes de crise et passation de consignes, exercices impliquant des actions réelles sur le terrain allant jusqu'à l'évacuation de villages entiers... Ces diverses variantes ont en commun le souci de s'approcher au mieux de ce qui serait la réalité d'un accident nucléaire ; elles ont permis de mettre en évidence de nouveaux problèmes qui n'étaient jusqu'ici pas rencontrés dans les schémas d'exercice traditionnellement pratiqués, et de progresser dans leur résolution.

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 a causé 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. La crise a pu être gérée normalement grâce à l'entraînement des équipes, mais cet incident, classé au niveau 2 de l'échelle INES, est venu rappeler la vulnérabilité des installations malgré toutes les précautions prises et la nécessité d'une vigilance constante.

Le progrès, ou la progression, est également la marque de l'action de l'Autorité de sûreté dans le domaine du contrôle des transports de matières radioactives. La prise en charge de ce domaine nouveau, il y a deux ans, avait révélé un problème latent de contamination de surface d'une proportion notable des convois de combustibles nucléaires irradiés. Après l'arrêt des transports induit par ces révélations, des modalités plus strictes de contrôle des convois par leurs expéditeurs ont permis de reprendre les départs, site par site, dans de meilleures conditions, et de réduire très fortement le nombre d'incidents de contamination. Parallèlement, l'Autorité de sûreté, avec le concours du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN), a mis au point l'adaptation au secteur des transports de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES), qui permet de donner aux médias et au public une vision plus claire et plus nuancée de l'importance relative des incidents. Toujours dans le domaine du transport, on peut également citer la mise sur pied et la première réunion d'un Groupe permanent d'experts, qui aura pour tâche de conseiller l'Autorité de sûreté dans ses tâches de réglementation et de contrôle.

En même temps que la contamination de surface des transports de combustibles irradiés, s'étaient révélés, 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 rencontre encore 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 qui se déclenchent lors de travaux dans les bâtiments réacteurs. L'incident le plus marquant, dans ce domaine de la radioprotection, est 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, soit plus de 6 fois la limite actuelle autorisée pour les travailleurs du nucléaire. Tous ces éléments confortent l'importance croissante que l'Autorité de sûreté attache à la radioprotection, ce qui se traduit en particulier par l'insertion d'un chapitre spécialement consacré à ce sujet dans son rapport annuel.

Aux problèmes de radioprotection peuvent se rattacher les problèmes de rejets. Il faut mentionner à ce sujet l'engagement d'un programme général de diminution des autorisations de rejets radioactifs des différents sites exploités par EDF au fur et à mesure de leur renouvellement, qui s'est traduit pour la première fois par la signature pour le site de Saint-Laurent-des-Eaux d'un arrêté beaucoup plus restrictif que les dispositions préalablement en vigueur.

Outre ces problèmes de radioprotection, les problèmes d'organisation d'EDF sont de ceux qui ont retenu l'attention de l'Autorité de sûreté. Les perspectives de libéralisation du marché de l'électricité et les nécessités d'une gestion plus dynamique ont conduit EDF à opérer un large mouvement de délégation de ses services centraux vers les directions des sites. Ce mouvement dans son principe n'est pas remis en cause par la DSIN, qui a initié un mouvement comparable de décentralisation vers les Divisions des installations nucléaires des DRIRE ; encore faut-il que les responsabilités déléguées aux sites soient encadrées et contrôlées, et qu'un minimum de coordination et de partage d'expériences reste assuré par les services centraux. L'Autorité de sûreté veille à ce qu'il en soit ainsi, et plus généralement s'intéresse de façon croissante à la part représentée dans les causes des incidents par ce qu'on appelle le « facteur humain », dont les problèmes d'organisation constituent un élément majeur.

L'accent mis sur ces problèmes humains ne doit pas suggérer pour autant que tous les problèmes matériels sont résolus. L'Autorité de sûreté reste très attentive à l'apparition de nouveaux « symptômes » sur les réacteurs en exploitation, et s'emploie à prévenir tout risque de « maladie » générique. Dans cette optique, la découverte à Tricastin 1 de défauts sous revêtement dans les zones des cuves qu'on croyait à l'abri de tels défauts est préoccupante. De même, la façon dont vieillissent les réacteurs est un objet d'attention privilégié. Les problèmes de fatigue thermique rencontrés sur le circuit de refroidissement à l'arrêt de Civaux 1 (pourtant très récent !) et la dégradation de l'étanchéité des enceintes de confinement de la centrale de Belleville sont deux exemples, parmi d'autres, de faits découverts pendant l'année précédente qui ont induit un important travail de réflexion et d'expertise en 1999.

Autre exploitant important, COGEMA a moins tenu le devant de la scène médiatique que les années précédentes. Dans ce contexte ont été accomplis ou initiés des travaux de fond : c'est ainsi que le groupe radioécologie du Nord-Cotentin, regroupant des experts d'origines et de sensibilités variées, a mené une étude très importante sur la méthodologie de calcul des doses reçues par la population du fait des rejets des installations nucléaires, et en a fait l'application au site de La Hague. Les résultats ainsi obtenus ne conduisent pas à modifier la conclusion selon laquelle les installations ne semblent pas avoir une influence significative sur le nombre de leucémies chez les jeunes de la zone considérée. De même, les travaux de reprofilage de la conduite de rejets, destinés à éviter tout risque d'irradiation d'éventuels promeneurs lors de l'émersion de cette conduite à l'occasion des grandes marées, ont commencé dans le calme, ainsi que les travaux préparatoires au démontage de l'ancienne conduite, jusqu'ici laissée en place. Toutes les conditions sont par ailleurs réunies pour que débute enfin, au commencement de l'année 2000, l'enquête publique attendue sur la révision des décrets d'autorisation de création des usines de La Hague, enquête à l'issue de laquelle les autorisations de rejets de l'établissement seront en outre revues à la baisse.

Du côté du CEA, aucune décision spectaculaire n'a été prise en 1999, mais deux réunions importantes des Groupes permanents d'experts compétents ont permis de faire le point d'une part sur les problèmes d'organisation de la sûreté et de la qualité au CEA, d'autre part sur les problèmes de gestion de déchets. Ces deux sujets sont fondamentaux pour orienter l'action de l'Autorité de sûreté vis-à-vis de cet exploitant dans les années à venir. Les problèmes posés par le démantèlement des installations du CEA qui sont arrivées ou arrivent en fin de vie seront également importants pour les années à venir. Enfin, les rejets, notamment liquides, des divers sites du CEA ont également fait l'objet d'études et de discussions, dans la perspective d'une révision générale des arrêtés d'autorisation en vigueur.

Quant à l'ANDRA, une autorisation d'installer et d'exploiter un laboratoire souterrain pour étudier l'aptitude au stockage de déchets radioactifs des couches géologiques profondes lui a été accordée sur le site de Bure (Meuse). Cette autorisation, qui devrait être complétée dans quelques années par une autorisation similaire pour un autre laboratoire dans un site granitique à rechercher - une mission collégiale vient d'être nommée à cette fin - permettra à l'ANDRA de travailler activement sur le deuxième axe de recherche prévu par la loi du 30 décembre 1991 sur la gestion des déchets radioactifs, de façon que le Parlement puisse en tirer les conclusions lors de l'échéance fixée à 2006. L'ANDRA a par ailleurs continué d'élaborer, de concert avec France-Déchets, un projet de stockage de déchets très faiblement radioactifs, qui pourrait se concrétiser en l'an 2002.

Cette revue des principaux dossiers rencontrés à l'intérieur de nos frontières doit être complétée par un aspect plus international des choses. Les problèmes de sûreté nucléaire sont plus larges que l'horizon national, et les contacts et actions à l'extérieur prennent une part grandissante dans notre activité. S'il faut ne retenir dans ce domaine que deux faits en 1999, je mentionnerai la première réunion des parties contractantes à la convention internationale sur la sûreté nucléaire, qui a permis une confrontation claire et franche sur la façon dont les différents pays mettent en œuvre ses

obligations, et l'élaboration par la toute jeune association WENRA, réunissant les responsables des Autorités de sûreté des pays d'Europe de l'Ouest, de son rapport sur la sûreté nucléaire dans les pays candidats à l'Union européenne, qui apporte des éléments sans ambiguïté sur l'état des organisations et des installations de chacun de ces pays... sans qu'il faille oublier pour autant que des pays non candidats actuellement à l'Union européenne peuvent connaître des situations plus problématiques encore.

Comme de coutume, le rapport annuel de l'Autorité de sûreté s'efforce à la fois de présenter l'organisation actuelle et les voies d'évolution du contrôle de la sûreté nucléaire en France, et de relater les points les plus saillants qui ont marqué l'année écoulée. Cette année plus que jamais, je crois pouvoir dire qu'il ne faut pas s'attacher uniquement à ces points saillants : un travail de fond important a été accompli en 1999, dont je remercie tous les acteurs, et ce travail de fond devrait être fructueux pour les années à venir.

A handwritten signature in black ink, consisting of a stylized 'A' and 'C' followed by a horizontal line.

André-Claude LACOSTE
Directeur de la sûreté
des installations nucléaires

LES ÉLÉMENTS MARQUANTS EN 1999

- 1 – L'évolution dans le temps des installations nucléaires**
- 2 – Crise et PPI**
- 3 – L'impact des activités nucléaires sur l'homme et l'environnement**
- 4 – Le risque de criticité**
- 5 – EDF en 1999**
- 6 – Le projet EPR**
- 7 – L'ANDRA en 1999**
- 8 – Les incidents de transport**
- 9 – La sûreté nucléaire à l'Est**

1 L'évolution dans le temps des installations nucléaires

L'évolution dans le temps des installations est un sujet de préoccupation de l'Autorité de sûreté, qui s'assure du maintien de la sûreté des installations en dépit de leur vieillissement, et de l'anticipation à bon escient de leur arrêt définitif par les exploitants. L'Autorité de sûreté s'assure également que les installations sont maintenues en conformité avec leur conception initiale ou sont modifiées chaque fois que nécessaire pour prendre en compte les exigences nouvelles de sûreté et les enseignements de l'exploitation passée.

Le vieillissement des INB : prévention, surveillance et anticipation de maintenance

Les installations nucléaires de base, comme toutes les installations industrielles, sont soumises au vieillissement : vieillissement des structures (bâtiments, circuits, composants métalliques) et des éléments de contrôle des procédés (contrôle-commande, actionneurs...). Dans le nucléaire, outre les aspects économiques qui sont du ressort de l'exploitant, le vieillissement peut affecter la sûreté de l'installation. Le contrôle exercé par l'Autorité de sûreté s'attache donc au maintien d'un bon niveau de sûreté de l'installation jusqu'à son arrêt définitif. Pour ce faire, trois types de mesures sont mises en œuvre : la prévention du vieillissement, le contrôle des installations en service et la réparation en cas de besoin.

Au stade de la conception, l'installation doit être pensée pour fonctionner dans des conditions qui n'altèrent pas significativement les matériels, notamment par des choix de matériaux ou de dispositions constructives (séparation, protection). Le respect des exigences de conception doit alors être garanti par un contrôle soigneux de la fabrication.

Dans un certain nombre de cas, toutefois, les phénomènes endommageant les matériels ne peuvent être évités. C'est en particulier vrai pour les phénomènes d'irradiation inhérents aux installations nucléaires. Il convient alors d'adopter des dispositions de construction (matériaux peu sensibles, formes géométriques adaptées, protections...) ou d'exploitation (conditions de fonctionnement : chimie, température, pression...) pour limiter les effets du vieillissement.



La centrale nucléaire de Fessenheim, la plus ancienne du parc EDF, fait l'objet de sa deuxième visite décennale en 1999 et en 2000

Deuxième étape de la prévention, la surveillance en exploitation est une combinaison d'actions de vérification du bien-fondé d'hypothèses de départ, de suivi de l'évolution de certains dommages et de recherche de nouveaux modes de dégradation.

L'Autorité de sûreté a ainsi demandé à EDF de réaliser des investigations approfondies, au-delà des contrôles pratiqués couramment, à l'occasion des deuxièmes visites décennales des centrales. Ces contrôles sont en cours sur les réacteurs de 900 MWe.

L'Autorité de sûreté attend d'EDF un effort important pour se préparer aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe. Afin de pouvoir évaluer la durée de vie des matériels les plus sensibles vis-à-vis du vieillissement, il sera nécessaire de disposer, à l'échéance des troisièmes visites décennales, des résultats des investigations à mener d'ici là.

D'une manière générale, la compréhension, l'évaluation de la cinétique et la surveillance des phénomènes de dégradation constituent des éléments essentiels de la maîtrise du vieillissement

des installations : en effet, l'efficacité de la surveillance d'aujourd'hui conditionne fortement la sûreté dans 10 ans.

Enfin, le troisième volet de la maîtrise du vieillissement repose sur les possibilités de réparation, de remplacement ou de modification des éléments affectés. Dans le cas des installations de recherche (réacteurs expérimentaux, laboratoires), étant donné le caractère particulier de chaque installation, cette dernière solution est souvent privilégiée.

La disponibilité d'une solution palliative ne peut cependant constituer un élément favorable qu'à la condition qu'elle soit étudiée avec une anticipation suffisante, et ce pour au moins deux motifs : les délais nécessaires pour disposer de composants identiques ou équivalents (dans le cas des remplacements) et la nécessité de préparation des interventions.

De plus, certains composants peuvent s'avérer non remplaçables ou difficilement réparables : ils sont alors susceptibles de conditionner la durée de vie technique de l'installation. Pour les centrales REP, l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur et la cuve du circuit primaire sont les composants actuellement concernés.

L'objectif poursuivi par l'Autorité de sûreté est que tous les éléments soient disponibles à l'échéance des 30 ans d'exploitation des centrales pour statuer sur la durée de vie restante de chacun de ces matériels non remplaçables. L'avis des groupes d'experts compétents sera sollicité sur ce sujet, ce qui suppose de disposer en temps utile de dossiers complets de la part d'EDF.

Dans le cas des cuves, l'Autorité de sûreté a pris position, à l'occasion de la deuxième visite décennale de Tricastin 1, sur leur tenue en service à 30 ans (sous réserve de la réalisation des contrôles demandés et de leurs résultats).

Dans le cas des enceintes de confinement, le vieillissement accéléré des enceintes de 1300 et 1450 MWe par rapport aux prévisions a conduit à la mise en place d'une surveillance renforcée des enceintes les plus sensibles. Après une mise en demeure de l'Autorité de sûreté en 1998, le réacteur 2 de Belleville a fait l'objet fin 1999 d'une réparation de son enceinte interne destinée à en améliorer l'étanchéité ; il devrait en être de même du réacteur 1 début 2000. L'Autorité de sûreté a également demandé en 1999 de réparer, à titre préventif, la zone du sas matériel de l'ensemble des enceintes des réacteurs de 1300 MWe.

Les réévaluations de sûreté

Les réévaluations de sûreté sont l'occasion de réexaminer la sûreté globale des installations, en prenant en compte les effets du temps sur les installations, ainsi que les évolutions dans la connaissance ou la perception des problèmes de sûreté.

A la demande de l'Autorité de sûreté, une réévaluation de sûreté a été engagée en 1988 sur les réacteurs à eau sous pression de 900 MWe les plus anciens (palier CP0), puis en 1993 sur ceux du palier CPY. Cette opération est en cours d'achèvement et s'accompagne d'une vérification de la conformité de la réalisation des réacteurs à leur conception. Des modifications visant à une mise à niveau, en termes de sûreté, par rapport aux réacteurs plus récents sur la base des études de réévaluation seront mises en œuvre successivement sur chaque réacteur lors des deuxièmes visites décennales.

Par ailleurs, l'Autorité de sûreté a entamé en 1997 la réévaluation de sûreté des réacteurs du palier 1300 MWe.

Les installations du cycle du combustible, les laboratoires et les réacteurs de recherche font également l'objet de réévaluations de sûreté. L'Autorité de sûreté souhaite en effet éviter la prolongation de l'utilisation des plus anciennes installations, dans leur cadre réglementaire et technique d'origine qui est moins strict que ce qui se fait actuellement. Ainsi, un processus de ce type est en cours pour l'usine Eurodif d'enrichissement du combustible située au Tricastin et débutera en 2000 pour l'usine FBFC de fabrication des assemblages combustibles pour les centrales REP située à Romans. Dans certains cas, comme pour le réacteur Phénix, des travaux de rénovation très lourds sont nécessaires pour que la poursuite de l'exploitation puisse être autorisée.

L'adaptation des installations aux nouvelles exigences de sûreté n'est pas toujours possible. Dans ce cas, l'Autorité de sûreté s'assure que l'arrêt définitif est anticipé à bon escient par les exploitants ou que des dispositions d'exploitation appropriées sont prises. Les réévaluations de sûreté, notamment vis-à-vis du risque sismique, ont ainsi conduit l'Autorité de sûreté à demander à COGEMA de programmer peu après l'an 2000 l'arrêt de l'atelier ATPu situé à Cadarache, et de réduire la puissance thermique entreposée dans la piscine NPH de La Hague par rapport à celle prévue lors de la conception initiale.

2 Crise et PPI

La probabilité d'occurrence d'accidents graves sur les installations nucléaires est très faible. Toutefois, en application du principe de la défense en profondeur, il convient de prévoir les dispositions nécessaires pour maîtriser de telles situations. Cela se traduit par la mise en place d'organisations particulières et de plans d'urgence, impliquant à la fois l'exploitant et les pouvoirs publics. Ce dispositif de crise, régulièrement testé et évalué, fait l'objet d'évolutions importantes tenant compte du retour d'expérience des exercices.

L'exploitation du retour d'expérience des nombreux exercices nationaux de crise nucléaire réalisés ces dernières années a montré en particulier qu'il était nécessaire de faire évoluer les principes d'action définis dans les plans particuliers d'intervention (PPI). Ces plans, établis par les préfets en application du décret du 6 mai 1988 relatif aux plans d'urgence, ont pour objet de définir l'organisation et les moyens à mettre en œuvre par le préfet pour protéger les populations en cas d'accident sur une installation nucléaire. Ces plans sont complémentaires des plans d'urgence interne (PUI) établis et appliqués sous la responsabilité de chaque exploitant

Depuis près de trois ans, des travaux interministériels, impliquant l'Autorité de sûreté, la Direction de la défense et de la sécurité civiles (DDSC) et la Direction générale de la santé (DGS) avec l'appui de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) et de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), ont été menés afin de faire évoluer les principes d'action des PPI. Les travaux sont maintenant achevés, et vont se traduire par l'envoi d'une circulaire du ministre de l'intérieur aux préfets afin qu'ils mettent en œuvre ces nouveaux principes. Les évolutions les plus significatives sont les suivantes :

- la meilleure gestion du temps dans la phase d'urgence : dès l'annonce par l'exploitant d'un accident, le préfet met en place une organisation de veille afin d'être prêt à déclencher le PPI si nécessaire et à communiquer rapidement à destination du public et des médias ; le déclenchement du PPI correspond à l'engagement effectif de mesures de protection de la population. Dans le cas d'accidents à cinétique rapide, c'est-à-dire



Le centre de crise de la DSIN

susceptibles d'avoir des conséquences radiologiques hors du site nécessitant la prise de mesures de protection de la population en moins de 6 heures, des critères et des procédures avalisés par l'Autorité de sûreté permettent au préfet de déclencher le PPI selon un mode réflexe et d'engager des actions de terrain prédéfinies, sans attendre l'avis des autorités nationales ;

- l'explicitation par la DGS des critères et des modalités permettant d'assurer la protection sanitaire des populations en cas d'accident nucléaire : cet aspect est particulièrement important car jusqu'à présent il n'existait pas de référence nationale officielle, et les experts s'appuyaient sur des recommandations de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR), présentées sous la forme de fourchettes de niveaux d'intervention. Désormais, des valeurs uniques de niveaux d'intervention (valeurs de dose prévisionnelle) sont fixées à partir des recommandations internationales les plus récentes, accompagnées d'un mode d'emploi clair.

Ainsi, avec la parution prochaine de la circulaire sur les PPI, les préfets disposeront d'un guide qui devrait leur permettre de réviser leurs PPI et d'améliorer notablement l'efficacité de l'intervention des pouvoirs publics en cas d'accident survenant sur une installation nucléaire.

3 L'impact des activités nucléaires sur l'homme et l'environnement

La sûreté nucléaire est inséparable du souci de prévenir et de réduire l'impact des activités nucléaires sur l'homme et sur l'environnement. Les exigences tant internationales que nationales s'organisent en ce sens.

C'est ainsi que la directive 96/29 Euratom du 13 mai 1996 dite directive « normes de base », en cours de transposition en droit national, définit les principes généraux de radioprotection et réduit sévèrement les limites de dose efficace pour les travailleurs et pour le public.

Par ailleurs, vient de s'achever en 1999, après plus de deux années de travail et l'analyse de quelque 500 000 résultats de mesure, l'étude radioécologique du Nord-Cotentin. Les résultats ainsi obtenus ne conduisent pas à modifier la conclusion selon laquelle les installations nucléaires du Nord-Cotentin ne semblent pas avoir une influence significative sur le nombre de leucémies chez les jeunes de la zone considérée.

L'Autorité de sûreté pour sa part s'est engagée dans une politique de réduction de l'impact des installations nucléaires sur l'homme et sur l'environnement, quelles que puissent être les incertitudes sur les effets sanitaires des faibles doses de radioactivité.

C'est ainsi que, sur l'ensemble des sites nucléaires, elle a fait procéder par les exploitants en 1999 à une vérification du classement « radioprotection » des différentes zones, qui a montré

dans de nombreux cas que le classement et la signalisation correspondante n'étaient pas adaptés. Elle suit également l'application sur le terrain du « plan propreté radioprotection » décidé par EDF en 1998.

Dans le domaine des transports de matières radioactives et fissiles à usage civil, elle a initié une politique de contrôles sur le terrain et a exigé des exploitants une rigueur accrue pour éviter la répétition des fréquents incidents de contamination surfacique des convois de combustibles usés constatés en 1998.

Dans le domaine des déchets, elle a imposé à certains exploitants de réaliser sur leur site une étude déchets, comparable à ce qui est exigé des industriels classiques les plus importants ; cette démarche lancée à titre de test devrait être généralisée prochainement à toutes les INB.

A l'occasion du renouvellement des arrêtés d'autorisation de rejets, dans le cadre du décret du 4 mai 1995 relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des installations nucléaires de base précisé par l'arrêté interministériel du 26 novembre 1999, l'Autorité de sûreté affiche sa volonté de réduire les valeurs limites des rejets de manière significative afin de les rapprocher des rejets réels. En outre, elle incite les exploitants à réduire ces rejets réels afin de tenir compte des progrès de la technique et de leur compatibilité avec les objectifs de qualité des milieux récepteurs.



Contrôle d'un tube de générateur de vapeur

Ainsi, le site nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux s'est vu notifier un nouvel arrêté interministériel en date du 2 février 1999 (JO du 30 avril 1999) qui réduit sensiblement les valeurs limites fixées par le précédent arrêté d'autorisation de rejets du 20 janvier 1981, d'un facteur allant jusqu'à 35 pour les rejets liquides hors tritium. L'intention de l'Autorité de sûreté est d'appliquer des dispositions comparables à tous les sites d'EDF, au fur et à mesure des renouvellements des arrêtés d'autorisation de rejets.

Un travail comparable de révision des arrêtés d'autorisation de rejets a été engagé sur les sites exploités par le CEA.

En ce qui concerne COGEMA La Hague, les rejets autorisés seront également revus à la baisse après l'enquête publique qui aura lieu début 2000 sur la révision des décrets d'autorisation de création.

Enfin, le 31 décembre 1999 a été signé un arrêté interministériel fixant la réglementation technique générale destinée à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des installations nucléaires de base. On y trouve des dispositions concernant les bruits et vibrations, la prévention des pollutions atmosphériques, la prévention des pollutions des eaux, la gestion des déchets (dont la généralisation des études déchets mentionnées plus haut), la prévention des risques de toute nature pour l'environnement.

L'Autorité de sûreté s'emploie ainsi, par l'élaboration d'une réglementation adaptée et par des contrôles sur le terrain (49 inspections en 1998, 45 en 1999), à réduire l'impact des installations nucléaires tant sur la santé humaine que sur l'environnement. Ce faisant, elle s'inscrit dans une démarche de développement durable.

4 Le risque de criticité

Les installations dans lesquelles sont mises en œuvre des matières fissiles peuvent présenter un risque d'accident de criticité (voir encadré). De tels accidents peuvent également se produire lors du transport des matières fissiles. Le risque de criticité fait donc l'objet d'un suivi attentif de l'Autorité de sûreté. Ce suivi commence lors de l'analyse des documents de sûreté établis par les exploitants nucléaires au stade de la conception des installations ou des emballages de transport, puis se poursuit par des inspections et des réévaluations de sûreté destinées à prendre en compte le retour d'expérience d'exploitation.

La prise en compte du risque de criticité à la conception

Le risque de criticité est pris en compte dès la conception des installations nucléaires de base et des emballages de transports.

Pour la prévention du risque de criticité dans les installations, la règle fondamentale de sûreté

(RFS) I3.c définit les conditions dont le respect est jugé comme valant conformité avec la pratique réglementaire française. Ainsi les exploitants doivent définir des modes de contrôle en fixant des limites aux paramètres suivants :

- masse de matières fissiles ;
- géométries des appareillages ;
- concentration en matières fissiles dans les solutions ;
- rapport de modération (rapport du nombre de noyaux de matière réduisant l'énergie cinétique des neutrons au nombre de noyaux fissiles) pour les produits secs ou peu humides.

Cette RFS prévoit par ailleurs des dispositions en cas de modification des installations (consultation du spécialiste sûreté-criticité) et en matière de formation du personnel.

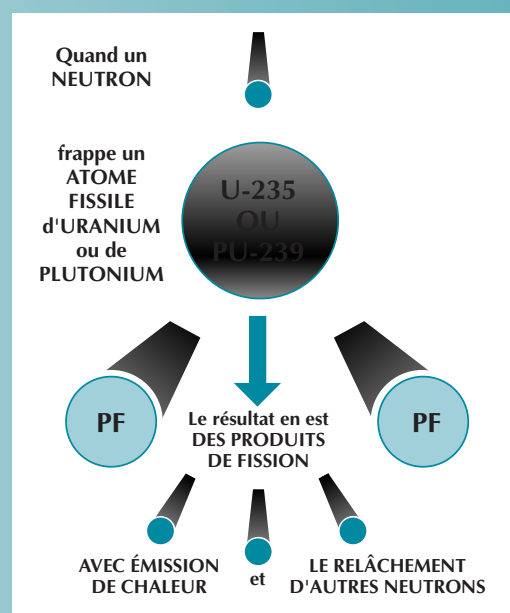
Pour les transports, les emballages chargés de matières fissiles doivent être conçus pour continuer d'assurer leur fonction de maintien de la sous-criticité dans les conditions accidentelles. Ces accidents sont représentés par les épreuves suivantes :

La criticité

Certaines matières nucléaires (les principales sont l'uranium 235 et le plutonium) présentent la propriété de pouvoir, dans certaines conditions, entretenir des réactions de fission, c'est-à-dire de séparation du noyau d'un atome en noyaux plus légers, avec libération d'énergie. Les matières ayant cette propriété sont dites matières fissiles. Leur propriété permet de les utiliser pour la production d'énergie dans les réacteurs nucléaires. Les réactions de fission s'accompagnent d'une intense production de rayonnements gamma et de neutrons.

Une réaction de fission en chaîne peut s'établir parce que la fission d'un noyau provoquée par l'absorption d'un neutron s'accompagne généralement de l'émission de plusieurs neutrons, pouvant chacun à leur tour initier une nouvelle fission. On parle alors de réaction de criticité qui, si elle n'est pas maîtrisée, peut conduire à des accidents entraînant notamment l'irradiation de personnes.

Le risque de criticité existe dès lors que l'enrichissement de la matière traitée dépasse un certain pourcentage (1 % en isotope 235 dans le cas de l'uranium) et que la masse de matière excède une certaine valeur.



- trois tests en série :
 - chute de 9 m sur une surface indéformable,
 - chute de 1 m sur un poinçon,
 - incendie totalement enveloppant de 800 °C minimum pendant 30 min ;
- immersion dans l'eau d'une profondeur de 15 m pendant 8 h (pour les combustibles irradiés, il s'agit de 200 m).

L'instruction des demandes d'autorisation, l'expertise et les codes de calculs

Les demandes d'autorisation présentées par les exploitants d'installations nucléaires et les responsables de transports de matières fissiles sont déposées auprès de l'Autorité de sûreté qui demande une expertise, notamment de l'étude de criticité, à l'IPSN. L'instruction technique des dossiers permet de vérifier la prise en compte des principes évoqués plus haut.

Les outils utilisés par l'IPSN pour fonder son expertise et réaliser les travaux d'analyse demandés par l'Autorité de sûreté ont été développés en collaboration avec plusieurs services du CEA. Ces outils de calcul sont validés par des expériences réalisées dans des installations fonctionnant en régime très légèrement sous-critique ou juste critique à très faible puissance comme les réacteurs Masurca, Eole et Minerve du Centre CEA de Cadarache ou l'appareillage B du Centre CEA de Valduc.

La qualification des outils de calcul et les résultats expérimentaux font l'objet d'échanges et d'accords, le plus souvent dans le cadre de l'OCDE, entre la France, les autres pays européens, les Etats-Unis, la Russie, et le Japon.

L'inspection

Comme les autres activités importantes pour la sûreté, la maîtrise du risque de criticité est régulièrement contrôlée en France dans les installations mettant en œuvre de l'uranium ou d'autres matières fissiles ; ces installations soumettent leurs règles d'exploitation à l'Autorité de sûreté.

La criticité avait été retenue comme thème prioritaire d'inspection en 1995/1996 : au vu des résultats des 29 inspections réalisées durant cette période, l'Autorité de sûreté avait demandé à plusieurs exploitants des modifications de documents de sûreté, une mise à jour de leur système d'assurance de la qualité et un renforcement de la formation des équipes. Il avait été décidé de

poursuivre la réalisation de visites spécifiques sur le thème de la criticité.

A la suite de l'accident de Tokai-Mura survenu le 30 septembre 1999, l'Autorité de sûreté a décidé de procéder à des inspections supplémentaires sur les installations françaises utilisant en partie un traitement d'uranium par voie humide. Les points suivants ont été notamment examinés : organisation de l'installation pour prévenir le risque de criticité, formation et habilitation des opérateurs, création et modification des procédures, respect des procédures en exploitation, conduite en situation dégradée, conduite accidentelle, exercices d'évacuation du site.

Parmi les installations du cycle du combustible, des inspections ont été effectuées chez FBFC (Romans), Eurodif et Comurhex (Pierrelatte). Une inspection de revue sur le thème de la criticité est prévue courant 2000 dans l'usine COGEMA de La Hague.

D'autres installations que celles du cycle du combustible sont aussi concernées par le risque de criticité, notamment les réacteurs nucléaires, certains laboratoires de recherche ainsi que des stations de traitement des déchets et effluents. Des actions renforcées de contrôle de la bonne maîtrise du risque de criticité seront lancées en 2000 sur ces installations. Elles viseront en outre l'inventaire de la gestion des matières fissiles ainsi que les procédures d'exploitation.

Dans le domaine des transports, l'Autorité de sûreté a développé une politique d'inspection qui couvre la conception, la fabrication, le chargement et la manutention des emballages contenant des matières fissiles.

En 1999, l'Autorité de sûreté a notamment examiné les conditions de chargement des assemblages combustibles irradiés issus des centrales d'EDF, les expéditions de combustibles neufs (UOX et MOX) et de poudre d'oxyde d'uranium, l'arrivée d'uranium très enrichi en provenance de Russie à l'aéroport de Lyon-Satolas et la fabrication des coques de transport d'uranium enrichi à au plus 5 %.

Prise en compte du retour d'expérience

L'Autorité de sûreté a également demandé aux exploitants de tenir compte du retour d'expérience de l'accident de Tokai-Mura pour éventuellement améliorer la prévention du risque de criticité dans leurs installations et les consignes post-accidentelles.

5 EDF en 1999

A la fin de l'année 1998, l'Autorité de sûreté soulignait qu'une actualité chargée avait mis en évidence des dysfonctionnements dans le traitement par EDF des questions de sûreté et de radioprotection.

Des problèmes techniques nouveaux ont été rencontrés en 1999, à l'occasion de la surveillance périodique des installations ou d'opérations approfondies de vérification de la conformité : il s'agit par exemple de la découverte inattendue de défauts métallurgiques remontant à la fabrication dans les cuves de certains réacteurs de 900 MW, de l'existence de roulements non conformes dans des pompes de systèmes de sauvegarde ou encore de vannes défaillantes dans les groupes électrogènes de secours. Lorsqu'ils sont détectés à temps, font l'objet d'une analyse approfondie et sont traités rapidement, ces défauts matériels, de même que des erreurs humaines ponctuelles, ne constituent pas en soi des signes de dysfonctionnement. Ils rappellent simplement par leur importance la nécessité d'une vigilance constante sur l'état des installations.

En revanche, l'Autorité de sûreté considère que certaines actions de remise en conformité ou de mise en place de modifications nécessaires à la sûreté des installations restent encore trop peu réactives et mettent parfois en évidence un manque d'anticipation de la part d'EDF. Ainsi, par exemple, des fuites ont pu être constatées

en 1999 sur des piquages de tuyauterie sur un réacteur de Dampierre, alors qu'il avait été décidé dès 1996 de supprimer ces piquages reconnus inutiles ; certaines interventions sur les circuits de refroidissement à l'arrêt (circuit RRA), rendues nécessaires par les investigations menées à la suite de l'incident de Civaux en mai 1998, n'ont pas pu être menées dans des conditions satisfaisantes, un an et demi plus tard, en raison d'un manque de capacité industrielle des prestataires, lui-même provoqué par une insuffisante anticipation de la part d'EDF. Enfin, l'incident du Blayais survenu dans la nuit du 27 au 28 décembre a montré que des améliorations reconnues comme nécessaires en matière de prévention des inondations n'avaient pas été réalisées avec une célérité en rapport avec leur importance.

Par ailleurs, l'exploitation au quotidien des centrales nucléaires continue parfois à pâtir d'un certain manque de rigueur. Ainsi par exemple, en 1999, sur deux réacteurs différents, un dispositif de chauffage du circuit primaire a été maintenu en service par erreur pendant plusieurs heures ; sur un réacteur, il a été oublié, comme en 1998 sur un autre réacteur, de connecter des grappes de commande qui contrôlent la réactivité dans le cœur du réacteur ; enfin, le nombre d'incidents provenant d'une erreur dans l'ouverture ou la fermeture d'une vanne reste trop élevé. Aucun de ces incidents, classés au plus au niveau 1 de l'échelle INES, n'a eu de conséquen-



Le site nucléaire du Tricastin

ce importante sur la sûreté, mais l'Autorité de sûreté considère que ces exemples de manque de rigueur dans l'exploitation sont significatifs et ont notamment pour cause des défauts d'organisation, des partages de responsabilité peu clairs et un manque de contrôle.

Enfin, en matière de radioprotection, l'incident, classé au niveau 2 de l'échelle INES, d'irradiation d'un agent de la centrale du Tricastin a rappelé une fois de plus la nécessité d'une évolution profonde de l'organisation et des pratiques dans ce domaine qui a été longtemps négligé.

Sur tous ces sujets d'organisation, EDF a engagé, sous l'impulsion du plus haut niveau de l'entreprise, des démarches visant à améliorer en profondeur le fonctionnement, voire la culture même de l'entreprise, dans le but de corriger les dysfonctionnements décrits ci-dessus.

L'Autorité de sûreté considère que le diagnostic porté par l'entreprise sur elle-même rejoint sa propre analyse et que les orientations affichées doivent conduire à une amélioration de la sûreté.

Il en est ainsi du « plan propreté radioprotection » qui, après avoir constaté le manque de moyens qui avaient été accordés à ce domaine, vise dorénavant à traiter les questions de radioprotection et de propreté radiologique au même niveau de priorité que les questions de sûreté nucléaire. La diminution - très significative - du taux de contamination des convois de transport de combustibles irradiés montre qu'une volonté d'amélioration peut conduire à des progrès.

Il en est également ainsi de la réorganisation engagée par EDF pour renforcer le rôle de pilotage et d'accompagnement de ses services cen-

traux auprès des différents sites sur tout un ensemble de sujets importants où, sans remettre en cause la déconcentration de certaines responsabilités vers les sites, il est impératif que le niveau national reste fortement impliqué et puisse être le garant du respect des exigences de sûreté. Il en est de même, enfin, de la volonté affichée par EDF de définir de manière explicite une hiérarchisation des priorités en matière de sûreté.

L'Autorité de sûreté sera particulièrement vigilante en 2000 sur la mise en application effective par EDF de ces plans d'actions et sur les progrès qui devront en résulter.

L'implication de l'Autorité de sûreté devra être d'autant plus forte que le contexte évolue. En effet, la condition sine qua non de la maîtrise de la sûreté nucléaire réside dans le fait que des ressources suffisantes, en termes humains et financiers, y soient consacrées. Dans le contexte de la libéralisation du marché de l'électricité, l'expérience de certains pays étrangers montre que la gestion de ces ressources risque d'être, à l'avenir, soumise à des contraintes accrues sous l'effet de la concurrence. L'Autorité de sûreté devra donc veiller dans les années à venir à ce qu'EDF, soumis à une pression économique croissante, non seulement maintienne le niveau de sûreté de ses installations, mais poursuive sa démarche d'amélioration continue de la sûreté. Pour cela, l'Autorité de sûreté considère qu'il ne s'agit pas de nier l'existence de contraintes financières, mais au contraire de développer des démarches technico-économiques consistant à prendre en compte de manière raisonnée et claire des données économiques légitimes dans le traitement des problèmes de sûreté.

6 Le projet EPR

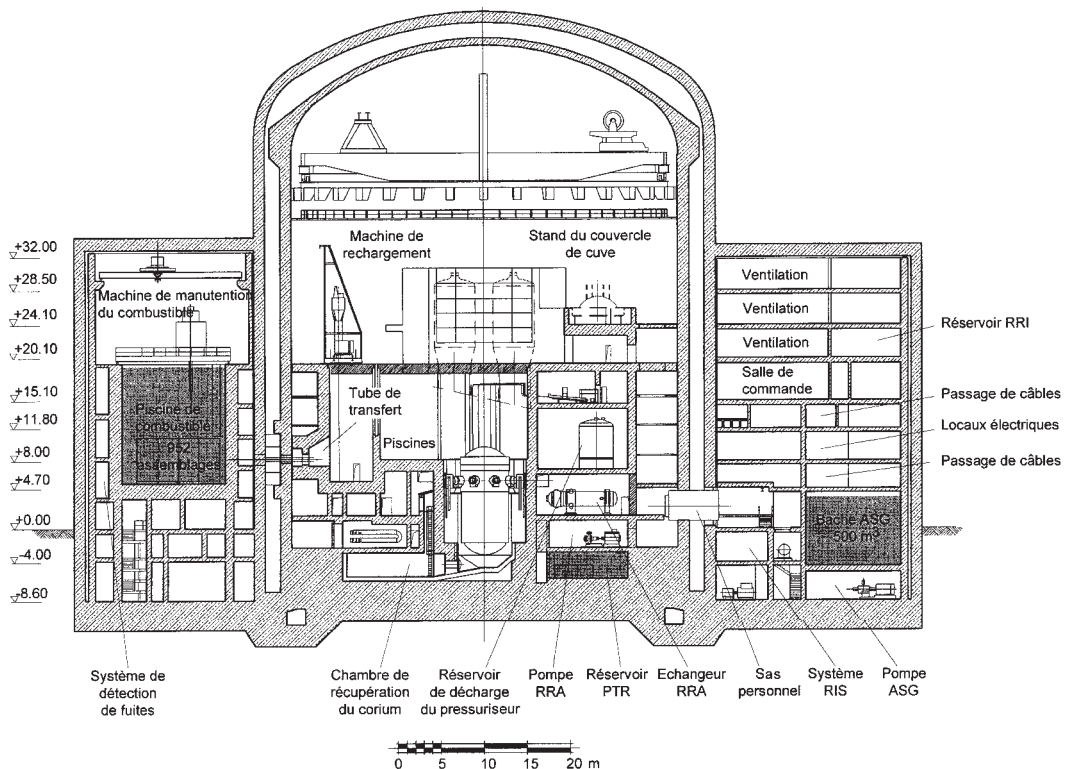
Framatome, Siemens, EDF et un groupement d'électriciens allemands ont engagé le développement d'un projet de réacteur à eau sous pression franco-allemand EPR (European Pressurized water Reactor). L'évaluation de ce projet a conduit la DSIN à travailler de façon conjointe avec son homologue allemand, le BMU, de mi-1993 jusqu'en 1998 ; ce travail a associé de façon étroite les appuis techniques des deux Autorités de sûreté. La décision d'abandon du nucléaire prise par le nouveau Gouvernement allemand, à la fin de l'année 1998, a conduit le BMU à ne plus participer aux travaux d'évaluation conjoints sur l'EPR. La DSIN a alors poursuivi l'examen entrepris avec son appui technique (IPSN), toujours aidé de son homologue allemand (GRS), et ses groupes d'experts (GPR et SPN) auxquels participent des experts allemands.

En octobre 1997, les concepteurs du projet ont remis aux Autorités de sûreté française et allemande un premier rapport d'avant-projet détaillé (Basic Design Report), en vue de préciser les choix effectués et de répondre aux demandes des Autorités de sûreté. A la suite d'une phase d'optimisation du projet conduite

en 1998, les concepteurs ont remis en février 1999 aux Autorités de sûreté française et allemande une mise à jour de cet avant-projet détaillé. La DSIN a informé les concepteurs que le projet optimisé serait examiné à l'aune des mêmes exigences de sûreté que les précédentes propositions.

Au cours de l'année 1999, la DSIN a complété le travail d'évaluation déjà effectué en approfondissant les positions prises sur les règles de classement des systèmes, les règles de construction des circuits primaires et secondaires principaux, le traitement des accidents, la conception du confinement, la conception des systèmes et du contrôle-commande, les codes de construction, les agressions internes à l'installation, la radioprotection dans l'installation. Ont également été examinées les propositions des concepteurs en termes de rejets radioactifs en fonctionnement normal, de gestion des déchets et d'anticipation à la conception des problèmes liés au démantèlement en fin de vie.

Par ailleurs, au cours de l'année 1999, les concepteurs du projet ont entrepris la mise au point



Coupe de l'îlot nucléaire du réacteur EPR

finale des grandes options de leur avant-projet détaillé. Cela les a amenés à fixer définitivement la puissance du réacteur, en revenant à un niveau de puissance plus bas (1500 MWe) que celui qui était issu de la phase d'optimisation. Au second semestre 1999, l'Autorité de sûreté a fait connaître ses observations. En réponse, les concepteurs ont informé la DSIN de plusieurs évolutions de conception telles que, par exemple, une meilleure diversification des moyens d'évacuation de l'énergie accumulée dans l'enceinte après un accident.

L'examen des grandes options de sûreté du projet EPR s'achèvera au début de l'année 2000. La DSIN sera alors, à partir du 2^e trimestre 2000, en mesure de rendre un avis, au plan de la sûreté, sur les propositions des industriels.

Le devenir du projet EPR, à l'issue de l'avant-projet détaillé, dépendra des décisions des pouvoirs publics sur le plan de la sûreté et des choix énergétiques. Il dépendra aussi, bien évidemment, des choix stratégiques à long terme des électriciens dans un contexte de concurrence accrue sur le marché de l'électricité en Europe.

7 L'ANDRA en 1999

En matière de gestion des déchets radioactifs, l'année 1999 aura été marquée par la signature en août 1999 de deux décrets particuliers : l'un autorise l'ANDRA à installer et exploiter, à Bure dans l'Est de la France, un premier laboratoire souterrain destiné à étudier les couches géologiques profondes où pourraient être stockés des déchets radioactifs, l'autre lance un processus de concertation en vue de définir un site granitique pouvant accueillir un deuxième laboratoire.

Cette étape importante ouvre la voie à la réalisation par l'ANDRA des recherches prévues dans le cadre de la loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 concernant notamment la gestion des déchets de haute activité et à vie longue.



Centre de stockage de l'Aube

Pour l'Autorité de sûreté, il convient que l'ANDRA profite de cette autorisation pour rattraper les retards pris en matière d'études sur le stockage en profondeur de déchets radioactifs. La tenue des échéances est en effet primordiale si l'on veut être en mesure de pouvoir porter un jugement global sur cette option de gestion en 2006, date prévue pour un débat au Parlement sur le thème de la gestion des déchets de haute activité et à vie longue.

Ces retards sont liés en partie aux nombreuses autres obligations auxquelles l'ANDRA a dû faire face en 1998 et 1999 :

- élaboration des dossiers soumis à enquête publique en début d'année 2000 pour le passage en phase de surveillance de son Centre de stockage de la Manche ;
- évaluation, à la demande de l'Autorité de sûreté, du retour d'expérience apporté par les premières années de fonctionnement du Centre de stockage de l'Aube afin de permettre de prononcer sa mise en service en septembre 1999 ;
- développement d'un projet de stockage dédié pour accueillir les déchets de très faible radioactivité et mise en place d'un partenariat entre l'ANDRA et France-Déchets pour commercialiser le service fourni par cette future installation ;
- lancement avec l'OPRI, en fin d'année, d'une campagne de récupération d'aiguilles de radium, radioélément autrefois utilisé à des fins thérapeutiques et aujourd'hui considéré comme hautement toxique.

Mais certains retards sont aussi liés à une nouvelle organisation mise en place récemment par la direction de l'ANDRA, qui vise à mieux coordonner l'action des entités concernées par les études sur le stockage en profondeur de déchets radioactifs. Cette organisation doit encore faire l'objet d'une appropriation par les différents acteurs. L'Autorité de sûreté remarque aussi qu'elle conduit à une certaine rigidité qui permet mal à l'ANDRA d'intégrer au fil de l'eau dans ses travaux les remarques des organismes de suivi et de contrôle tels que la Commission nationale d'évaluation (CNE), instituée dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991, ou l'Autorité de sûreté. Leurs demandes sont traitées par l'ANDRA de manière indépendante, ce qui contribue à un alourdissement de sa charge de travail.

Ces problèmes ont fait l'objet d'une analyse approfondie de la part de l'Autorité de sûreté en 1999. Les conclusions de cette analyse ont été transmises à l'ANDRA. La mise en place à partir de 2000 d'un cadre d'interaction renouvelé entre les deux parties devrait permettre de pallier les difficultés rencontrées jusque là dans le dialogue sur les questions de sûreté et donc d'atteindre les objectifs fixés par la loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs.

8 Les incidents de transport

La Direction de la sûreté des installations nucléaires, placée sous l'autorité conjointe du ministre de l'économie, des finances et de l'industrie et de la ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement, est en charge depuis le 12 juin 1997 de la réglementation de la sûreté du transport des matières radioactives et fissiles à usage civil et du contrôle de son application.

Depuis ce changement d'attributions, la DSIN s'est attachée à mettre en œuvre une organisation proche de celle existant pour la sûreté des installations nucléaires de base, afin d'assurer ses nouvelles missions. Elle a en particulier mis en place un système de déclaration, de classement et de suivi des incidents de transport, et communique régulièrement sur les incidents survenus.

Critères de déclaration des événements

La DSIN demande, en cas d'incident ou d'accident de transport de matières radioactives susceptible d'affecter la sûreté, que les industriels,

expéditeurs ou transporteurs impliqués fassent le plus rapidement possible une déclaration. Après avoir mené en 1998 une consultation des différents acteurs industriels du transport, tels que les expéditeurs et les commissionnaires, la



Emballage de transport d'éléments combustibles irradiés provenant de la centrale de Saint Laurent des Eaux-A (uranium naturel – graphite – gaz) après un accident de transport en 1987.

Événements de transport devant être déclarés à l'Autorité de sûreté

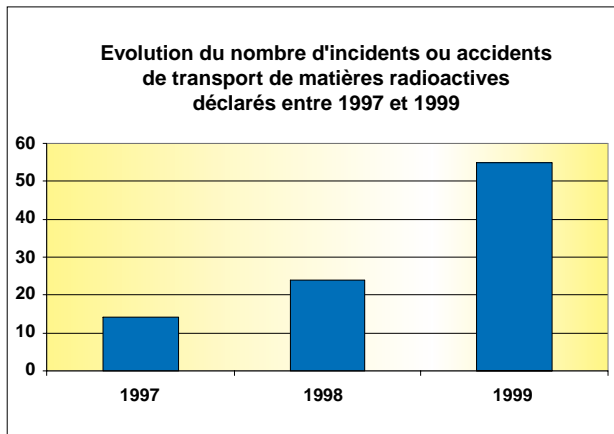
- perte d'un colis de matières radioactives ;
- expédition d'un colis alors que le destinataire n'est pas en mesure d'être livré (cas par exemple des destinataires inconnus ou des installations non autorisées à recevoir un tel colis) ;
- découverte fortuite d'un colis de matières radioactives issu d'un transport, n'ayant pas fait l'objet d'une déclaration de perte ;
- incidents ou accidents quelle qu'en soit la gravité, dès qu'il apparaît qu'ils seraient susceptibles d'intéresser les médias ou le public ;
- actes de malveillance constatés ou tentatives d'actes de malveillance susceptibles d'affecter la sûreté du transport ;
- agressions dues, soit à des phénomènes naturels, soit à des activités humaines, ayant affecté réellement ou potentiellement la sûreté du transport ; ce peut être le cas pour les accidents de circulation ;
- incidents ou accidents d'origine nucléaire ou non, ayant entraîné mort d'homme ou blessure grave nécessitant notamment une évacuation du ou des blessés vers un centre hospitalier ;
- incidents ou accidents ayant affecté une ou plusieurs barrières interposées entre la matière radioactive et les personnes, et ayant entraîné, ou ayant pu entraîner, une dispersion de ces substances ou une exposition significative de personnes aux rayonnements ionisants au regard des limites fixées par la réglementation ;
- défauts, dégradations ou défaillances ayant affecté une fonction de sûreté qui ont eu, ou auraient pu avoir, des conséquences significatives ;
- non-respects de la réglementation du transport de matières radioactives qui ont eu, ou auraient pu avoir, des conséquences significatives ;
- événements, même mineurs, affectant une fonction de la sûreté, dès lors qu'ils présentent un caractère répétitif dont la cause n'a pas été identifiée ou qu'ils sont susceptibles d'être précurseurs d'incidents.

DSIN a précisé en mai 1999 les critères de déclaration d'incident et d'accident de transport.

La déclaration doit être suivie d'un compte rendu envoyé dans un délai d'un mois. Ce compte rendu permet de collecter les informations relatives à l'événement : 60 à 70 paramètres peuvent ainsi être renseignés et sont complétés par un résumé de l'événement. Le but de ce compte rendu, analysé par l'IPSN, est de tirer tous les enseignements possibles des incidents ou accidents pour éviter qu'ils ne se reproduisent, et d'alimenter la base de données de l'AIEA, EVTRAM.

Bilan des dernières années

L'évolution du nombre des incidents/accidents déclarés au cours des trois dernières années est illustrée ci-dessous.



Ce graphique montre une évolution notable du nombre d'incidents déclarés. 1999 a connu plusieurs incidents de maintenance dans les aéroports et quelques accidents routiers qui se sont révélés finalement sans conséquence pour le public, mais qui ont pu nécessiter un assainissement de l'environnement ; des incidents relatifs au transport de sources radioactives (vol ou mauvaise préparation du colis) ont également marqué cette année.

La plupart des incidents déclarés concerne le transport de radioisotopes destinés à un usage médical ou pharmaceutique, et de sources à usage industriel (contrôles non destructifs de soudure, de densité ou de taux d'humidité, positionnement d'objets). Ces colis représentent en fait la très grande majorité des trois cent mille colis de matières radioactives qui circulent en France chaque année.

La détection et l'analyse de ces incidents et accidents constituent un domaine où l'Autorité de sûreté devra poursuivre l'investissement dans sa mission de contrôle. Durant cette phase de montée en puissance, le nombre d'incidents déclarés par les responsables de transport devrait continuer à croître, de même que la communication associée.

Application de l'échelle INES au transport

Dans ce contexte, l'Autorité de sûreté a décidé d'utiliser un outil de communication adapté, l'échelle INES, qui a été établie pour couvrir les événements survenant dans les installations de l'industrie nucléaire civile et ceux survenant pendant le transport de matières radioactives à destination et en provenance de ces installations.

Plus précisément, la DSIN a établi un projet d'application de l'échelle INES au transport à partir des indications générales données dans le manuel INES de l'AIEA (édition de 1993). Ce projet a été examiné par le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN),



INES, Echelle internationale des événements nucléaires. Manuel de l'utilisateur, édition revue et augmentée de 1993.

organisme consultatif placé auprès des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie. Le CSSIN a émis un avis favorable à la mise en application de ce projet, pour une phase expérimentale d'un an, avant de faire un bilan vers la fin de l'année 2000. L'application de l'échelle INES au transport a donc été décidée en France par l'Autorité de sûreté nucléaire à titre provisoire à compter du 1^{er} octobre 1999. Le document examiné par le CSSIN a également été présenté aux Autorités étrangères compétentes en matiè-

re de transport et à l'Agence internationale de l'énergie atomique.

Lors de la présentation faite au CSSIN, plusieurs incidents et accidents passés ont été examinés et classés suivant la version présentée par la DSIN. Les incidents de contaminations des convois de combustibles irradiés issus des centrales EDF, constatés en 1997 et 1998, auraient été classés au niveau 2 en raison de l'atteinte partielle d'une fonction de sûreté et d'un manque de culture de sûreté.

9 La sûreté nucléaire à l'Est

Les axes prioritaires de l'assistance aux pays de l'Est dans le domaine de la sûreté nucléaire ont été définis au sommet du G7 (regroupant les sept pays les plus industrialisés du monde) à Munich en juillet 1992 :

- 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 ;
- 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.

Dans ce cadre, des engagements précis de fermeture des réacteurs les plus anciens ont été recherchés.

Les deux premiers thèmes relèvent principalement des compétences des organismes techniques de sûreté, des exploitants de centrales nucléaires et des industriels, ainsi que des organismes internationaux de financement. La DSIN participe au troisième par l'intermédiaire des programmes financés par l'Union européenne au sein des budgets PHARE et TACIS : ce sont les programmes du Regulatory Assistance Management Group (RAMG) qui réunit les Autorités de sûreté des pays de l'Union. Les programmes dans lesquels la DSIN est impliquée avec l'appui de l'IPSN concernent l'Arménie, la Russie, la Slovaquie, la Slovénie, la République Tchèque et l'Ukraine.

De plus, la DSIN a conclu plusieurs accords bilatéraux complémentaires des programmes de l'Union européenne et dont l'objectif est de pouvoir répondre rapidement aux demandes ponctuelles exprimées par les pays concernés.

Afin de travailler à une harmonisation accrue des approches de sûreté, les responsables des Autorités de sûreté des pays suivants : Allemagne, Belgique, Espagne, Finlande, France, Grande-Bretagne, Italie, Pays-Bas, Suède et Suisse ont formellement créé au début de 1999 l'Association des responsables des Autorités de sûreté des pays d'Europe de l'Ouest (WENRA). Alors que les négociations en vue de l'élargissement de l'Union européenne connaissent une nette accélération, WENRA a estimé qu'il était de sa responsabilité de fournir aux institutions européennes une évaluation technique indépendante sur la sûreté nucléaire dans les pays

d'Europe de l'Est candidats à l'entrée dans l'Union européenne et ayant au moins un réacteur électronucléaire (Bulgarie, Hongrie, Lituanie, Roumanie, République Tchèque, Slovaquie, Slovénie). Une première version du rapport correspondant leur a été remise en mars 1999. Elle porte d'une part sur le régime réglementaire et l'Autorité de sûreté de ces pays (moyens, organisation, statut), d'autre part sur la sûreté des centrales nucléaires de ces mêmes pays. Ses principales conclusions sont les suivantes :

- tous les régimes réglementaires et toutes les Autorités de sûreté ont connu des évolutions positives au cours des dernières années. Néanmoins, quelques pays doivent encore accomplir des progrès dont certains risquent d'être tributaires de la situation économique ;
- bien que de nombreuses déficiences à la conception des réacteurs RBMK puissent vraisemblablement être corrigées, l'absence d'un confinement approprié reste un problème majeur qui ne peut pas être résolu de manière réaliste : cette constatation concerne les deux réacteurs de la centrale d'Ignalina en Lituanie ;
- les réacteurs VVER 440-213 (2^e génération) et VVER 1000, moyennant certaines améliorations, peuvent être amenés à un niveau de sûreté comparable à celui des réacteurs occidentaux des mêmes générations ;
- sur la base des seules informations qu'elle avait pu vérifier, l'Association WENRA n'a pas pu conclure en ce qui concerne les réacteurs VVER 440-230 (1^{re} génération) : cela concerne les réacteurs 1 et 2 de la centrale slovaque de Bohunice et les réacteurs 1 à 4 de la centrale bulgare de Kozloduy.

Cette absence de conclusions dans certains cas a conduit WENRA à décider de produire une révision du rapport qui devrait être disponible fin octobre 2000.

La perspective de rejoindre l'Union européenne a certainement encouragé les pays candidats à accélérer la mise en œuvre des réformes et modifications qui s'imposaient dans le domaine de la sûreté nucléaire. Mais il ne faut pas oublier que d'autres pays n'ont pas la même incitation, et l'Autorité de sûreté ne peut cacher les craintes qu'elle ressent à l'égard de la situation en Ukraine, en Arménie et en Russie.

En Ukraine, Tchernobyl 3 est encore en fonctionnement. Il faut saluer la ténacité de

l'Autorité de sûreté ukrainienne qui a réussi, dans un contexte économique extrêmement difficile, à imposer que les réparations les plus urgentes soient effectuées. Les plus hautes instances ukrainiennes ont répété à de nombreuses reprises que leur engagement d'arrêter définitivement Tchernobyl en 2000 serait respecté : cette année sera donc décisive.

En Arménie, le contexte économique est au moins aussi difficile. Le réacteur 2 de la centrale de Medzamor est en fonctionnement.

En Russie, la sûreté nucléaire n'est plus un problème technique mais politique : toute critique venant de l'extérieur sur une installation de conception soviétique est interprétée comme un dénigrement systématique et même comme une manœuvre pour promouvoir commercialement les installations occidentales. Dans de telles conditions, le problème de la sûreté nucléaire en Russie dépasse largement les possibilités d'action des Autorités de sûreté occidentales.



**La centrale nucléaire de Sosnovy-Bor
à côté de Saint-Petersbourg, en Russie**

L'importance des activités nucléaires et la nature des risques qu'elles présentent imposent le respect de dispositions très strictes en matière de sûreté nucléaire. Ces dernières doivent assurer la protection des personnes et des biens contre les dangers, nuisances ou gênes de toute nature résultant du fonctionnement des installations nucléaires et du transport des matières radioactives ou fissiles.

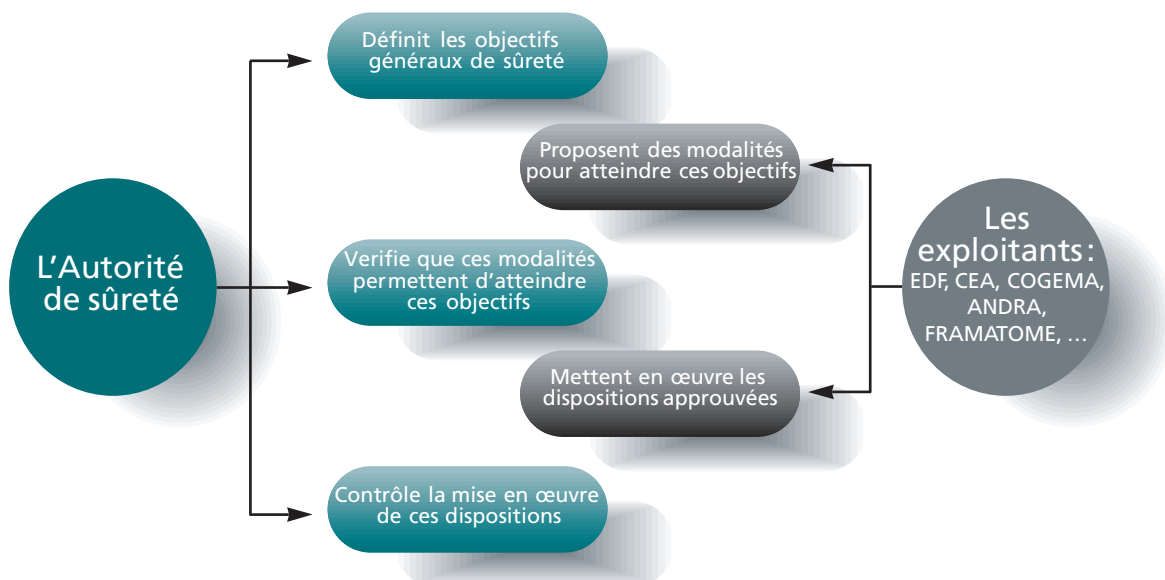
La sûreté nucléaire fait appel à plusieurs disciplines telles que la sûreté nucléaire, la radioprotection, la protection physique contre les actes de malveillance et la sûreté civile en cas d'accident.

La sûreté nucléaire couvre l'ensemble des dispositions techniques et d'organisation prises à tous les stades de la conception, de la construction, du fonctionnement, de l'arrêt et du démantèlement des installations nucléaires ainsi qu'au cours des transports des matières radioactives et fissiles pour en assurer un fonctionnement normal, prévenir les accidents et en limiter les effets.

Une politique efficace en matière de sûreté nucléaire et des problèmes de radioprotection associés repose, entre autres, sur une répartition nette des responsabilités et l'élaboration de principes d'action pour les différents domaines concernés.

1 LES RESPONSABILITÉS

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".

2 LES DOMAINES D'ACTIVITÉS DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLEAIRE ET LES PRINCIPES D'ACTION

L'Autorité de sûreté exerce son activité de contrôle dans les domaines suivants :

- la sûreté des installations nucléaires de base ;
- l'impact des installations nucléaires de base sur l'environnement ;
- la radioprotection associée à la sûreté nucléaire ;
- le transport des matières radioactives et fissiles à usage civil ;
- les déchets radioactifs.

Pour être pleinement efficace, l'action de l'Autorité de sûreté doit être crédible, aussi bien à l'intérieur qu'à l'extérieur de nos frontières. Cela implique, pour cette dernière, la nécessité :

- d'organiser l'information du public en respectant le principe de transparence ;
- de développer les relations internationales, notamment avec ses homologues étrangers.

2 | 1

La sûreté des installations nucléaires de base

2 | 1 | 1

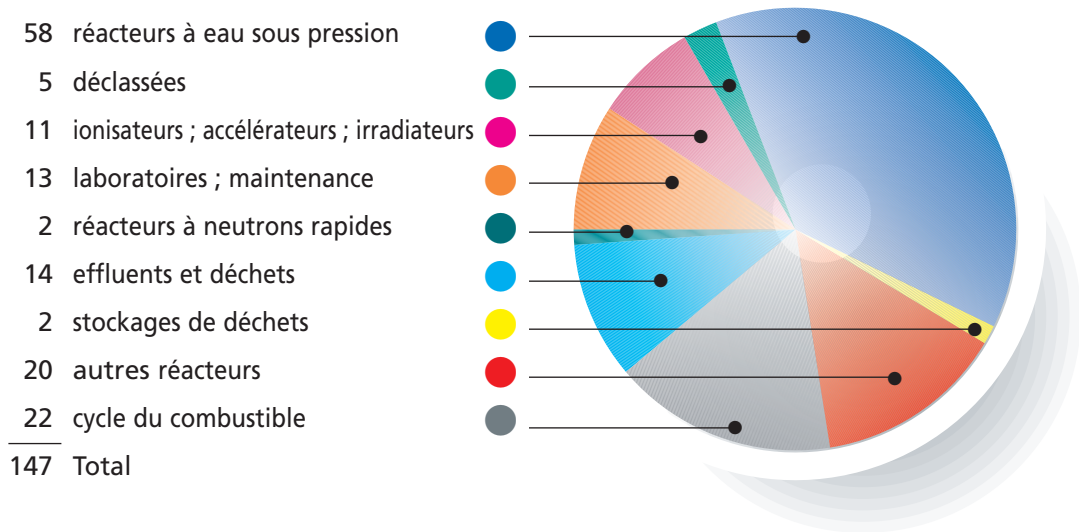
Les installations nucléaires de base

Les installations nucléaires sont réglementairement classées dans différentes catégories correspondant à des procédures plus ou moins contraignantes selon l'importance des risques potentiels.

L'Autorité de sûreté est chargée de la définition et de l'application de la réglementation aux principales installations nucléaires fixes, désignées "installations nucléaires de base" (INB), à l'exception de celles intégrant la défense nationale classées secrètes (INBS), qui relèvent, par délégation du ministre chargé de l'industrie, de la compétence du Haut Commissaire à l'énergie atomique. Le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 fixe la liste des INB :

- les réacteurs nucléaires, à l'exception de ceux qui font partie d'un moyen de transport ;
- les accélérateurs de particules ;
- les usines de séparation, de fabrication ou de transformation de substances radioactives, notamment les usines de fabrication de combustibles nucléaires, de traitement de combustibles irradiés ou de conditionnement de déchets radioactifs ;
- les installations destinées au stockage, au dépôt ou à l'utilisation de substances radioactives, y compris les déchets.

147 Installations nucléaires



Le nombre d'INB figurant sur le graphique est supérieur au nombre d'INB de la liste officielle, certaines paires de réacteurs comptant juridiquement pour une seule INB.

Les trois derniers types d'installations ne relèvent toutefois de la réglementation des INB que lorsque la quantité ou l'activité totale des substances radioactives est supérieure à un seuil fixe, selon le type d'installation et le radiolement considéré, par arrêté conjoint des ministres chargés de l'environnement, de l'industrie et de la santé.

Les installations nucléaires qui ne sont pas considérées comme des INB peuvent être soumises aux dispositions de la loi du 19 juillet 1976 en tant qu'installations classées pour la protection de l'environnement.

La DSIN tient toujours une liste des INB dont l'état au 31 décembre 1999 figure à l'annexe B.

2 | 1 | 2

Principes

La sûreté nucléaire repose sur le principe de défense en profondeur qui se traduit notamment par un empilement de dispositions (lignes de défense) visant à pallier les défaillances techniques ou humaines.

Chacune des lignes de défense doit être aussi fiable que possible, mais seule leur superposition permet d'atteindre les probabilités d'accident extrêmement basses qu'exige la sûreté nucléaire. Au-delà, cette démarche doit aller jusqu'à postuler la défaillance de tous les systèmes de prévention et l'occurrence des situations accidentelles, et prévoir les moyens d'en minimiser les conséquences.

Cette approche déterministe est complétée par des évaluations probabilistes qui permettent d'apprécier le niveau de sûreté effectivement atteint et surtout de détecter les points faibles des installations.

En conséquence, sont notamment étudiés dans le cadre de l'examen technique de sûreté :

- la prévention : chaque barrière doit être examinée en ce qui concerne le choix des matériaux, les dispositions prises pour assurer une qualité appropriée, l'adaptation aux conditions qui résulteront du fonctionnement et le maintien dans le temps des caractéristiques adquatées ;

- la surveillance : il s'agit soit de mesurer un certain nombre de paramètres des procédés, soit de contrôler périodiquement l'état des matériels pour vérifier l'absence de dégradation. Les observations effectuées doivent permettre de déclencher suffisamment tôt des actions correctives ;
- les actions de sûreté : il s'agit des dispositions prises pour éviter, en cas de sortie des limites normales de fonctionnement, le relâchement de produits radioactifs ou pour en limiter l'importance.

Dans un second temps, sont examinées les conséquences de situations accidentelles qui résulteraient d'un défaut de fonctionnement ou d'une erreur dans l'application des consignes. A ce titre, les conséquences d'accidents d'origine interne (défaillances de matériel, fuites, etc.) et les agressions d'origine externe à l'installation (séismes, chutes d'avions, explosions, etc.) sont étudiées.

Enfin, la dernière ligne de défense est constituée par un dispositif de crise impliquant l'exploitant et les pouvoirs publics et visant à la maîtrise des situations accidentelles.

En outre, il convient de rappeler que les chaudières nucléaires à eau dont est équipé l'essentiel du parc électronucléaire français constituent des appareils à pression. A ce titre, elles sont soumises à une réglementation particulière.

2 | 2

L'impact des installations nucléaires de base sur l'environnement

Même en fonctionnement normal, les installations nucléaires peuvent provoquer un impact sur l'environnement, notamment par la mission d'effluents liquides ou gazeux, radioactifs ou non radioactifs. Cet impact doit être maintenu dans des limites acceptables, grâce à une conception et à une exploitation des installations appropriées. A cet effet, les dispositions suivantes doivent être respectées :

- évaluation de l'impact a priori ;
- surveillance des installations ;
- évaluation de l'impact a posteriori.

Ces principes sont appliqués avec une attention particulière aux rejets d'effluents radioactifs, liquides ou gazeux, qui constituent la véritable spécificité de l'impact des INB.

2 | 3

La radioprotection associée à la sûreté nucléaire

La sûreté nucléaire et la radioprotection ont la même finalité, savoir la protection des personnes, des biens et de l'environnement contre les risques radiologiques. Par ailleurs, leurs champs d'action se recouvrent largement, qu'il s'agisse du fonctionnement des installations nucléaires, du transport des matières nucléaires ou de la gestion des déchets radioactifs.

Il convient que toute décision relevant de l'une des deux disciplines puisse avoir un impact dans le domaine relevant de l'autre. Généralement, par effet de synergie, une amélioration apportée dans un domaine a des retombées positives dans l'autre, ce qui justifie que la même rigueur soit apportée à la résolution des problèmes relevant de l'un ou de l'autre. Mais, dans certains cas, des prescriptions techniques en matière de radioprotection peuvent avoir des conséquences négatives en matière de sûreté nucléaire, et vice versa. A titre d'exemple, une protection biologique accrue de vannes peut obliger leur manœuvrabilité, ou des essais justifiés en matière de sûreté nucléaire ne sont pas sans conséquence pour le personnel d'exécution en zone contrôlée.

Il importe, par conséquent, que les autorités chargées de la sûreté nucléaire et de la radioprotection puissent coordonner, de façon permanente, leurs actions, pour les conforter mutuellement, et pour procéder, le cas échéant, aux arbitrages permettant d'obtenir le résultat optimum. Dans cet esprit, l'Autorité de sûreté travaille en étroite coopération avec la Direction générale de la santé (DGS) et l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), responsable par délégation des ministères chargés du travail et de la santé du contrôle de la radioprotection en France, et étend le champ de ses inspections concernant la sûreté aux problèmes connexes de radioprotection.

2 | 4

Le transport des matières radioactives et fissiles à usage civil

Lors du transport de matières radioactives ou fissiles, les risques essentiels sont ceux d'exposition interne ou externe, de criticité ou de nature chimique.

La sûreté du transport des matières radioactives s'appuie sur une logique de défense en profondeur :

- le colis, constitué par l'emballage et son contenu, est la première ligne de défense. Il joue un rôle essentiel et doit résister aux conditions de transport envisageables ;
- le moyen de transport et sa fiabilité constituent la deuxième ligne de défense ;
- enfin, le cas échéant, la troisième ligne de défense est constituée par les moyens d'intervention mis en œuvre face à un incident ou un accident.

La responsabilité première de la mise en œuvre de ces lignes de défense repose sur l'expéditeur.

Le contrôle du transport des matières radioactives et fissiles à usage civil incombe à l'Autorité de sûreté depuis juin 1997. Celui du transport de matières radioactives ou fissiles intégrant la défense nationale relève selon les cas du Haut Commissaire à l'énergie atomique ou du ministre de la défense, en application des instructions interministérielles du 16 août 1999.

2 | 5

Les déchets radioactifs

Comme toutes les activités industrielles, les activités nucléaires génèrent des déchets. Certains de ceux-ci sont radioactifs. Les trois principes fondamentaux sur lesquels s'appuie une gestion rigoureuse des déchets radioactifs sont la responsabilité du producteur de déchets, la traçabilité des déchets et l'information du public.

Pour les déchets très faiblement radioactifs, l'application d'une gestion fondée sur ces principes exclut, pour être pleinement efficace, toute fixation d'un seuil universel de libération du contrôle réglementaire.

Les dispositions techniques de gestion à mettre en œuvre doivent être adaptées au risque présent par les déchets radioactifs. Ce risque peut être appréhendé principalement au travers de deux paramètres : l'activité, qui traduit la toxicité du déchet, et la durée de vie définie par la période, durée au bout de laquelle l'activité est divisée par deux.

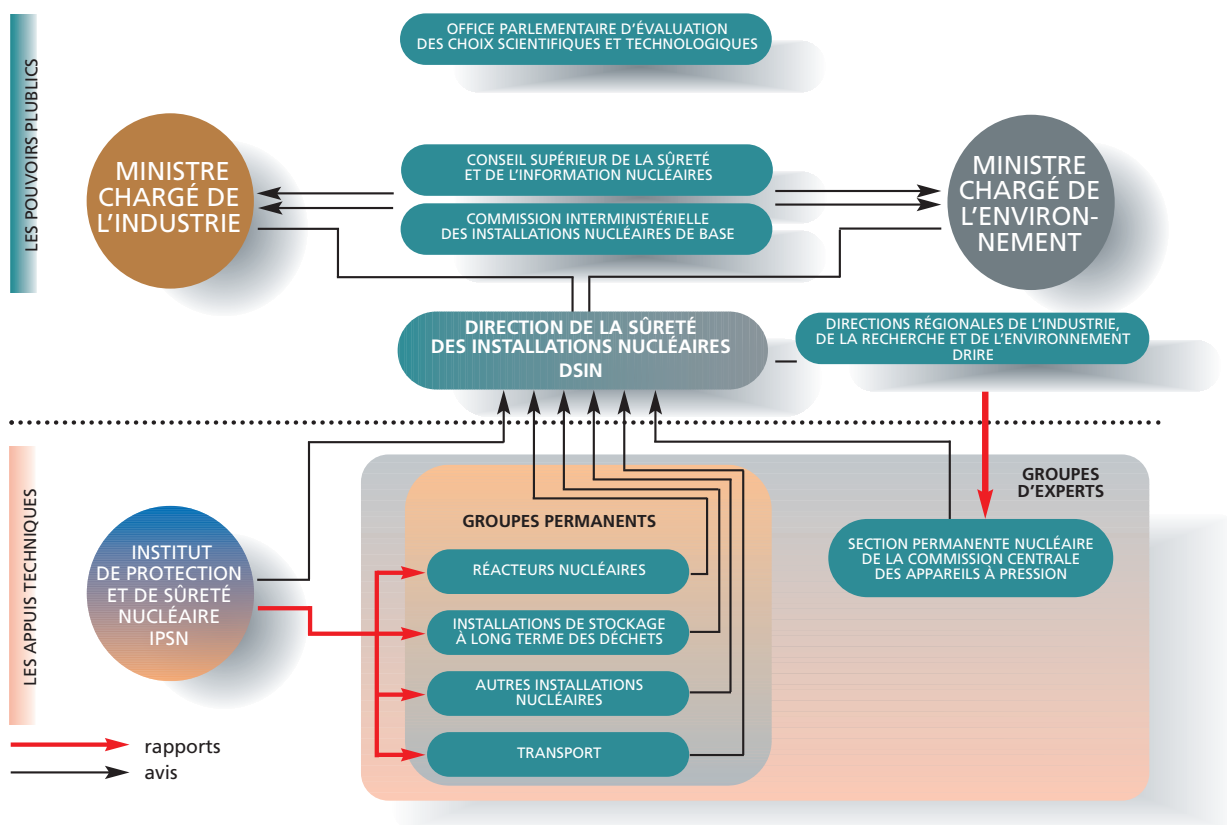
Enfin, la gestion des déchets radioactifs doit être terminée préalablement toute création d'activités nouvelles ou modifications d'activités existantes afin :

- d'optimiser les filières de gestion de déchets ;
- de s'assurer de la maîtrise des filières de traitement des différentes catégories de déchets susceptibles d'être produits, depuis la phase amont (production de déchets et conditionnement sous forme de colis) jusqu'à la phase aval (entreposage, transport, stockage).

L'ORGANISATION DU CONTRÔLE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

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 recoure au maximum d'avis compétents émanant d'organismes consultatifs et d'appuis techniques.

Le contrôle de la sûreté nucléaire en France



1 L'OFFICE PARLEMENTAIRE D'ÉVALUATION DES CHOIX SCIENTIFIQUES ET TECHNOLOGIQUES ET LE CONTRÔLE DE LA SÛRETÉ ET DE LA SÉCURITÉ DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

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, est chargé d'informer le Parlement sur les 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. Ces auditions représentent donc une contribution substantielle à l'information du Parlement et du public ainsi qu'à la transparence des décisions.

En février 1999, l'Office parlementaire a publié le tome II du rapport sur l'aval du cycle nucléaire concernant les coûts de production de l'électricité. Ce rapport a été rédigé par les députés Christian Bataille et Robert Galley.

En mars 1999, l'Office parlementaire a publié la deuxième partie du rapport sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires relatif au bilan et aux perspectives de la politique de sûreté des installations nucléaires. Ce rapport a été rédigé par le député Claude Birraux.

Enfin, parmi les études en cours de l'Office parlementaire des choix scientifiques et technologiques figurent celles concernant :

- les conséquences des installations de stockage de déchets nucléaires sur la santé publique et l'environnement, par le rapporteur M^{me} Michèle Rivasi, députée ;
- le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires civiles (utilisation des aides accordées aux pays d'Europe centrale et orientale ; reconversion des stocks de plutonium militaire), par le rapporteur M. Claude Birraux, député ;
- les possibilités d'entreposage et de stockage des combustibles irradiés et des déchets radioactifs dans les installations situées en surface ou en subsurface, par le rapporteur M. Christian Bataille, député.

2 LE CONSEIL SUPÉRIEUR DE LA SÛRETÉ ET DE L'INFORMATION NUCLÉAIRES

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

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

Le Conseil adresse aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie les recommandations qu'il juge utiles pour accroître l'efficacité de l'action d'ensemble poursuivie dans les domaines de la sûreté et de l'information nucléaires. Il peut décider de confier à des groupes de travail l'étude de sujets particuliers, en faisant éventuellement appel à des personnalités extérieures. La 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.

Le CSSIN s'est réuni 5 fois en 1999. Il a formulé à l'adresse des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie des propositions sur l'évolution de ses activités. Il a constitué des groupes de travail, l'un sur l'application de l'échelle INES au transport de matières radioactives, le deuxième sur la méta-analyse des incidents et accidents, le troisième sur l'information.

L'ORGANISATION DU CONTRÔLE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

Il s'est fait présenter les anomalies survenues sur le circuit de refroidissement à l'arrêt des réacteurs EDF du palier N4 ; il a entendu le point sur la transposition de la directive européenne 96/29 Euratom du 13 mai 1996 concernant les normes de base en matière de radioprotection.

La réunion du 24 juin 1999 s'est déroulée au CNPE de Dampierre-en-Burly ; au cours de cette réunion le CSSIN s'est fait présenter les 7 premiers articles du projet de loi relatif à la transparence nucléaire, à la sûreté nucléaire et à la protection contre les rayonnements ionisants. Il a émis un avis favorable à l'expérimentation, par l'Autorité de sûreté, de l'échelle INES au transport de matières radioactives. L'après-midi, il a pu visiter le poste de chargement des combustibles irradiés en containers du réacteur 4 de la centrale.

Lors de ses deux dernières réunions, le CSSIN s'est attaché à travailler sur 3 thèmes de réflexion (l'évolution des installations nucléaires, l'aval du cycle, la radioprotection) concernant sa contribution au large débat scientifique et démocratique évoqué par le Premier ministre sur l'avenir du nucléaire. Il a entendu les conclusions du BCCN sur la tenue en service des cuves de réacteurs du palier 900 MWe (vieilles installations nucléaires), et s'est fait présenter le projet du centre de stockage pour les déchets radioactifs de très faible activité, ainsi que les circonstances et conséquences de l'accident de criticité de Tokai-Mura survenu au Japon le 30 septembre 1999.

En matière d'information, des représentants du CSSIN ont tenu avec des représentants des présidents des Commissions locales d'information une réunion sur le projet de création d'un périodique d'information commun aux CLI et au CSSIN.

COMPOSITION DU CONSEIL SUPÉRIEUR DE LA SÛRETÉ ET DE L'INFORMATION NUCLÉAIRES au 31 décembre 1999

M. Philippe LAZAR, président de l'Institut de recherche pour le développement,
 M. René PELLAT, vice-président, Haut Commissaire à l'énergie atomique,
 M^{me} Ann MacLACHLAN, vice-présidente, personnalité choisie en raison de sa compétence en matière d'information et de communication, journaliste à Nucleonics Week,
 M. Gérard REVOL, député du Gard,
 M. Henri REVOL, sénateur de la Côte d'Or,
 M. Pierre GALLE, professeur, laboratoire de physique et de chimie, Ecole vétérinaire d'Alfort,
 M^{me} Claudine HERZLICH, sociologue,
 M. Patrick LAGADEC, directeur de recherche à l'Ecole Polytechnique,
 M. Philippe ROQUEPLO, directeur de recherche honoraire au CNRS,
 M. Alfred SPIRA, professeur de santé publique,
 M. Jean-Paul SCHAPIRA, directeur de recherche au CNRS,
 M. Raymond SENÉ, chercheur honoraire au CNRS,
 M. Jean-Claude WANNER, ingénieur général de l'armement,
 M. Pierre KOHLER, journaliste à RTL,
 M. Yves LEERS, journaliste,
 M^{me} Jacqueline MEILLON, journaliste au Parisien,
 M^{me} Françoise MONIER, journaliste à l'Express,
 M. Claude FRANTZEN, inspecteur général pour la sûreté nucléaire à EDF,
 M. Claude BONNET, Confédération générale du travail (CGT),
 M^{lle} Geneviève LESOURD, Syndicat professionnel autonome des agents de l'énergie nucléaire (SPAEN),
 M. Christian LORIN, Confédération française des travailleurs chrétiens (CFTC),
 M. Jean MONNIER, Confédération générale du travail - Force ouvrière (CGT-FO),
 M. François ROLLINGER, Confédération française démocratique du travail (CFDT),
 M. Michel WEBER, Confédération française de l'encadrement (CFE),
 M. Pierre BARBEY, Association pour le contrôle de la radioactivité dans l'Ouest (ACRO),
 M. Pierre DELACROIX, Fédération des sociétés pour l'étude, la protection et l'aménagement de la nature dans le Sud-Ouest (SEPANSO),
 M. Jean-Pierre MORICHAUD, Forum plutonium,

M. Yves GALMOT, président de la Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB),
M. Jacques DESCHAMPS, secrétaire général du Comité interministériel de la sécurité nucléaire (SGCISN),
M. François LEFAUDEUX, conseiller en sécurité nucléaire du délégué général pour l'armement au ministère de la défense,
M^{me} Jeanne SEYVET, directrice générale de l'industrie, des technologies de l'information et des postes au ministère chargé de l'industrie (DIGITIP),
M. Dominique MAILLARD, directeur général de l'énergie et des matières premières au ministère chargé de l'industrie (DGEMP),
M. Jean MARIMBERT, directeur des relations du travail au ministère chargé du travail (DRT),
M. Michel SAPPIN, directeur de la défense et de la sécurité civiles au ministère de l'intérieur (DDSC),
M. Jean-François LACRONIQUE, président de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI),
M. Philippe VESSERON, directeur de la prévention des pollutions et des risques au ministère chargé de l'environnement (DPPR).

Assistent également aux réunions :

M. André-Claude LACOSTE, directeur de la sûreté des installations nucléaires,
M. Michel LE CLAINCHE, directeur des relations avec les publics et de la communication au ministère de l'économie, des finances et de l'industrie,
M. Michel LIVOLANT, directeur de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN).

Sont également invités

M. Lucien ABENHAÏM, directeur général de la santé au ministère chargé de la santé (DGS),
M. Jean-Pierre LAURENT, directeur de la qualité, de la sûreté et de l'environnement à COGEMA,
M. Michel LAVÉRIE, directeur de la sûreté nucléaire et de la qualité au CEA.

3 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.

La composition de la Commission, dont les membres sont nommés par arrêté du Premier ministre pour une durée de cinq ans, est donnée dans le tableau ci-après.

La Commission, qui doit réglementairement se réunir au moins une fois par an, a tenu, sous la présidence de M. Yves Galmot, président de section honoraire au Conseil d'Etat, trois séances plénières et une réunion en Section permanente durant l'année 1999 :

- le 7 avril, en formation plénière, a été examiné un projet d'arrêté interministériel réglementaire fixant les prescriptions techniques générales relatives aux prélèvements d'eau et rejets d'effluents des INB ;
- le 7 avril, la Section permanente a donné son avis sur deux textes :
 - un projet de décret relatif au report des dates de mise en service des quatre réacteurs EDF du palier N4,

L'ORGANISATION DU CONTRÔLE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

- un projet de décret relatif au report de la date de mise en service de l'installation Atalante exploitée par le CEA ;
- le 9 septembre, en formation plénière, a été examiné un projet d'arrêté interministériel relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression ;
- le 10 décembre, en formation plénière, trois textes ont été examinés :
 - un projet d'arrêté interministériel fixant la réglementation technique générale destinée à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des INB,
 - un projet de décret modifiant la déclaration du 8 janvier 1968 concernant le Laboratoire d'essais sur combustibles irradiés (LECI), implanté à Saclay dans l'Essonne,
 - un projet de décret approuvant les opérations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement de l'usine de la Société franco-belge de fabrication de combustible (FBFC), située à Pierrelatte dans la Drôme.

La Commission a donné un avis favorable à tous ces projets, tout en recommandant aux ministres chargés de la sûreté nucléaire des modifications, prises en compte dans les textes mis à la signature.

COMPOSITION DE LA COMMISSION INTERMINISTÉRIELLE DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES DE BASE au 31 décembre 1999

| | |
|--|-------------------------------------|
| Un membre du Conseil d'Etat ayant au moins le rang de conseiller, président | M. Yves GALMOT |
| Le Haut Commissaire à l'énergie atomique ou son représentant, vice-président | M. René PELLAT |
| Un représentant du ministre chargé de la défense | M. François LEFAUDEUX |
| Un représentant du ministre chargé du travail | M. Jean MARIMBERT |
| Deux représentants du ministre chargé de l'intérieur | M. Henri DIET |
| | M. Michel SAPPIN |
| Un représentant du ministre chargé de l'économie | M ^{me} Marie-Jeanne AMABLE |
| Un représentant du ministre chargé de l'éducation nationale | M. François JACQ |
| Un représentant du ministre chargé de l'équipement | M. Edmond GRASZK |
| Un représentant du ministre chargé de la culture | M. Patrick OLIVIER |
| Deux représentants du ministre chargé de l'environnement | M. Philippe VESSERON |
| | M. André-Claude LACOSTE |
| Un représentant du ministre chargé de l'agriculture | M. Georges-André MORIN |
| Trois représentants du ministre chargé de l'industrie | M. Philippe SAINT RAYMOND |
| | M. Dominique MAILLARD |
| | M. Jacques BATAIL |
| Deux représentants du ministre chargé de la santé | M. Yves COQUIN |
| | M. Jean-Luc GODET |
| Un représentant du ministre chargé des transports | M. Jacques VERNIER |
| Deux représentants du Commissariat à l'énergie atomique | M. Daniel QUÉNIART |
| | M. Marc LÉGER |
| Un représentant du Centre national de la recherche scientifique | M. Jean-Claude FRANCK |
| Deux représentants d'Electricité de France | M. Georges SERVIÈRE |
| | M. Pierre LECOCQ |
| Un représentant de l'Institut national de la santé et de la recherche médicale | M. Claude GRISCELLI |
| Un représentant de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants | M. Jean-François LACRONIQUE |
| Un représentant de l'Institut national de la recherche agronomique | M. François GUÉRIN |
| Trois membres choisis en raison de leur compétence particulière dans le domaine nucléaire dont deux sur proposition du ministre chargé de l'industrie et un sur proposition du ministre chargé de la santé | M. François COGNÉ |
| | M. Roland MUXART |
| | M. Claude PARMENTIER |
| Un secrétaire permanent | M. Michel LAMIELLE |

4 L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

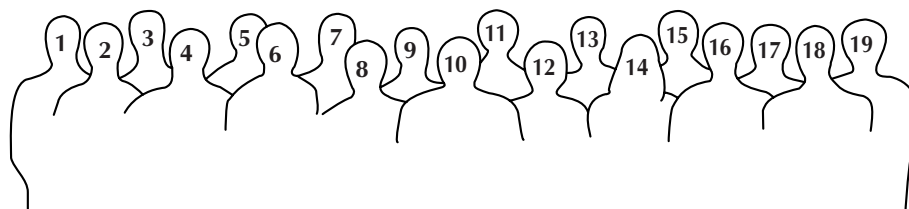
L'Autorité de sûreté nucléaire est composée de la DSIN, du BCCN et des DIN au sein des DRIRE. Elle recourt à l'expertise d'appuis techniques extérieurs, notamment de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), et sollicite les avis et recommandations de groupes d'experts.

4 | 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 ;



- | | |
|--|--|
| 1 Jérémie Avérous (DIN Centre) | 12 Philippe Saint Raymond (directeur-adjoint) |
| 2 Christophe Quintin (DIN Aquitaine) | 13 Jean-Luc Lachaume (4 ^e sous-direction) |
| 3 Vincent Pertuis (1 ^{re} sous-direction) | 14 Véronique Jacq (2 ^e sous-direction) |
| 4 Cédric Javault (DIN Nord-Pas-de-Calais) | 15 Matthieu Schuler (BCCN) |
| 5 Jacky Ferchaux (chargé de mission sécurité nucléaire et recherche) | 16 Jean-Marie Simon (DIN Rhône-Alpes) |
| 6 Michel Lamielle (chargé de mission juridique) | 17 Jean-Michel Ferat (DIN Champagne-Ardennes) |
| 7 Bruno Bensasson (DIN Basse-Normandie) | 18 Nicolas Sennequier (DIN Provence-Alpes-Côte d'Azur) |
| 8 Jérôme Goellner (directeur-adjoint) | 19 Alain Delmestre (secrétaire général) |
| 9 Olivier Brigaud (3 ^e sous-direction) | |
| 10 André-Claude Lacoste (directeur) | |
| 11 Michel Asty (6 ^e sous-direction) | |

Absents sur la photo :
Jacques Ibert (chargé de mission qualité)
Thomas Maurin (DIN Alsace)

- 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.

L'organigramme de l'Autorité de sûreté figure en annexe A.

4 | 2

Le Bureau de contrôle des chaudières nucléaires

Au sein de l'Autorité de sûreté et à l'instar d'une sous-direction de la DSIN, le BCCN est responsable des sujets relatifs à la sûreté du circuit primaire principal (CPP) et du circuit secondaire principal (CSP) des réacteurs à eau sous pression.

Pour la phase de construction, il exerce directement sa mission au niveau national. En revanche, pour la sûreté en exploitation, il assure le contrôle en s'appuyant sur l'action des DIN.

Cette mission couvre la conception, l'élaboration des matériaux, le contrôle de la fabrication et les modalités d'épreuve hydraulique. Elle s'exerce sur le CPP en vertu de l'arrêté du 26 février 1974 et, depuis 1990, sur le CSP en vertu de la règle fondamentale de sûreté n° II.3.8.

La compétence acquise par le BCCN dans le domaine de la chaudronnerie, des calculs de structures et des contrôles non destructifs a conduit à lui confier également des missions d'expertise, pour le compte d'autres entités de l'Autorité de sûreté (par exemple la fabrication de certains conteneurs de transport) voire d'organismes extérieurs (fabrications pour l'exportation par exemple).

Compte tenu des règles relatives à l'organisation de l'action administrative et de l'implantation du BCCN à Dijon, celui-ci est placé sous la responsabilité du DRIRE Bourgogne.

4 | 3

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

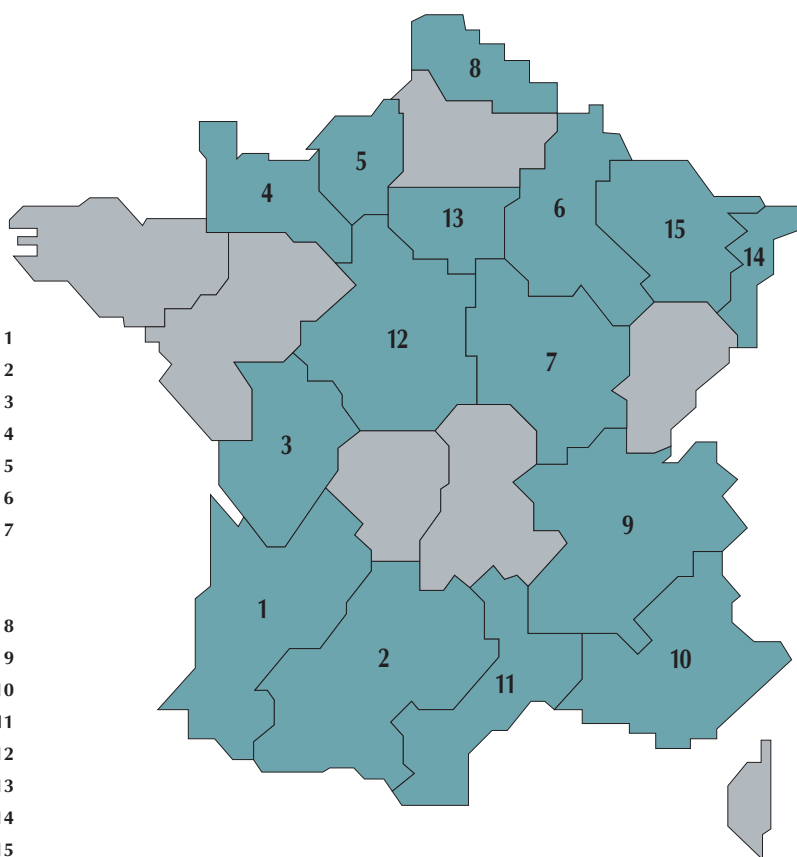
Le développement des missions de l'Autorité de sûreté et l'accroissement de son domaine de compétence ont été accompagnés, au fil des années, d'un renforcement progressif de ses moyens et d'une déconcentration de la surveillance de la sûreté des installations nucléaires et des transports de matières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

Les missions déconcentrées vers les DIN sont les suivantes :

- l'inspection ;
- le suivi des arrêts de réacteurs de puissance ;
- l'instruction des demandes de dérogations aux règles générales d'exploitation ;
- le traitement des incidents de niveaux 0 et 1 ;
- la réglementation et le suivi des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) situées à l'intérieur des périmètres INB ;
- le contrôle des appareils à pression ;
- le suivi des sites nucléaires (rejets, gestion des déchets) ;
- les relations avec les autorités locales.

Implantation et ressort géographique des 8 Divisions des installations nucléaires et du BCCN

| Divisions nucléaires | DRIRE concernées | |
|----------------------|---|----|
| Bordeaux | DRIRE Aquitaine | 1 |
| | DRIRE Midi-Pyrénées | 2 |
| | DRIRE Poitou-Charentes | 3 |
| Caen | DRIRE Basse-Normandie | 4 |
| | DRIRE Haute-Normandie | 5 |
| Châlons-en-Champagne | DRIRE Champagne-Ardenne | 6 |
| Dijon | DRIRE Bourgogne | 7 |
| | (Bureau de Contrôle des Chaudières Nucléaires BCCN) | |
| Douai | DRIRE Nord-Pas-de-Calais | 8 |
| Lyon | DRIRE Rhône-Alpes | 9 |
| Marseille | DRIRE Provence-Alpes-Côte-d'Azur | 10 |
| | DRIRE Languedoc-Roussillon | 11 |
| Orléans | DRIRE Centre | 12 |
| | DRIRE Ile-de-France | 13 |
| Strasbourg | DRIRE Alsace | 14 |
| | DRIRE Lorraine | 15 |



Centrales nucléaires

- 1 Belleville
- 2 Blayais
- 3 Brennilis
- 4 Bugey
- 7 Cattenom
- 8 Chinon
- 9 Chooz
- 10 Civaux
- 11 Creys-Malville
- 12 Cruas
- 14 Dampierre-en-Burly
- 15 Fessenheim
- 16 Flamanville
- 18 Golfech
- 19 Gravelines
- 22 Marcoule
- 26 Nogent-sur-Seine
- 29 Paluel
- 30 Penly
- 35 Saint-Alban
- 36 St-Laurent-des-Eaux
- 39 Tricastin

Usines

- 21 La Hague
- 22 Marcoule
- 32 Romans-sur-Isère
- 39 Tricastin/Pierrelatte
- 40 Veurey-Voroize

Centres d'études

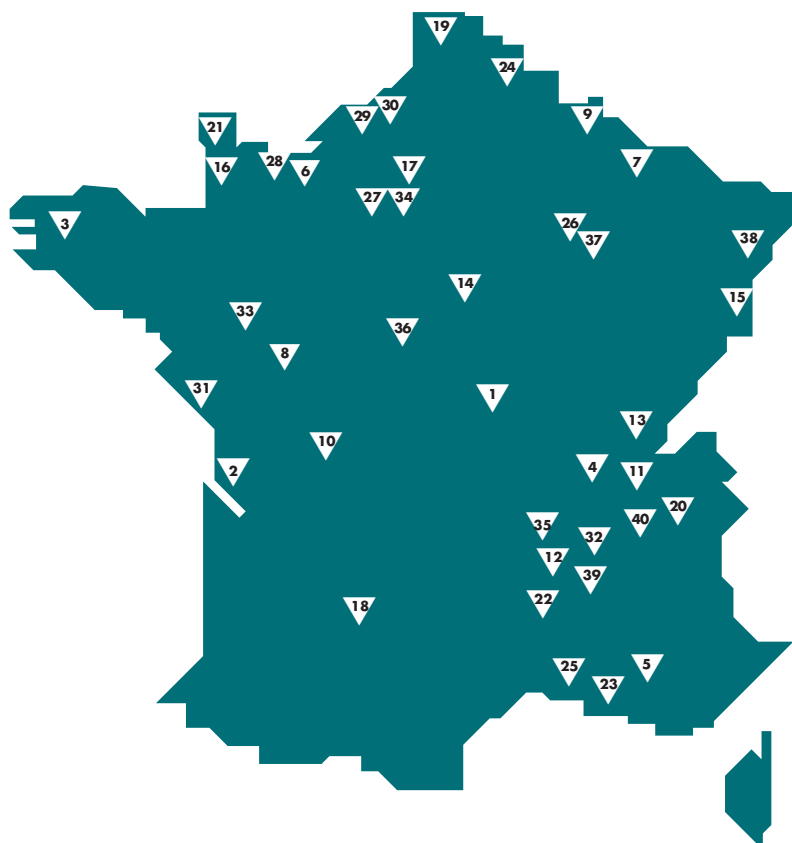
- 5 Cadarache
- 17 Fontenay-aux-Roses
- 20 Grenoble
- 22 Marcoule
- 27 Orsay
- 34 Saclay
- 39 Tricastin/Pierrelatte

Stockages de déchets (Andra)

- 21 La Hague
- 37 Soullaines-Dhuys

Autres

- 6 Caen
- 8 Chinon
- 13 Dagneux
- 23 Marseille
- 24 Maubeuge
- 25 Miramas
- 28 Osmanville
- 31 Pouzauges
- 33 Sablé-sur-Sarthe
- 38 Strasbourg
- 39 Tricastin/Pierrelatte



L'ORGANISATION DU CONTRÔLE DE LA SÛRETÉ 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 concernant plusieurs INB. Ils assurent également des missions d'appui, de suivi et de coordination des DIN. Les sous-directions conservent 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).

La déconcentration des missions de l'Autorité de sûreté a été opérée en plusieurs temps, en commençant d'abord par les domaines touchant aux réacteurs de puissance.

Après l'année 1998, au cours de laquelle les DRIRE se sont vu confier l'instruction des autorisations de redémarrage des réacteurs de puissance en fin d'arrêts pour rechargement en combustible et entretien, l'année 1999 a vu l'élargissement des tâches des DRIRE à l'instruction des approbations des chapitres III (spécifications techniques d'exploitation) et IX (essais périodiques) des règles générales d'exploitation des réacteurs de puissance, pour ce qui concerne les spécificités locales de ces documents.

Pour les installations du cycle du combustible, les laboratoires et les réacteurs de recherche, après une dévolution en 1998 du suivi des installations des Centres d'études du CEA de Fontenay-aux-Roses et de Saclay à la DIN d'Orléans pour le compte de la DRIRE Ile-de-France, l'année 1999 a été consacrée à un transfert vers les DIN de l'instruction des demandes d'autorisation diverses émanant des exploitants qui ne nécessitent pas une évolution des prescriptions techniques des installations. Ce transfert s'est réalisé progressivement, DIN par DIN, au cours du premier semestre 1999.

4 | 4

Moyens et gestion des ressources humaines

4 | 4 | 1

Moyens**Moyens humains**

L'effectif global de l'Autorité de sûreté s'élève à 217 personnes localisées à la DSIN, au BCCN et dans les DIN en DRIRE, après création en 1999 de 5 postes budgétaires supplémentaires.

Sur cet effectif, 42 agents sont mis à disposition par le CEA dans le cadre de la convention avec l'IPSN (voir ci-dessous « Moyens financiers » et § 5|1).

75 % des effectifs de l'Autorité de sûreté sont composés de cadres, essentiellement de deux origines :

- les ingénieurs qui appartiennent aux corps techniques de l'Etat. Ils ont l'expérience du contrôle technique de l'industrie, dans le domaine nucléaire ou dans d'autres domaines ;
- les ingénieurs qui ont effectué une partie importante de leur carrière dans des unités de production ou de recherche du CEA et possèdent une longue expérience des installations nucléaires.

En 1999, dans le cadre des programmes d'échange d'inspecteurs avec les Autorités de sûreté à l'étranger (voir chapitre 9), trois ingénieurs de l'Autorité de sûreté sont en poste respectivement aux USA (NRC), au Canada (CCEA) et au Royaume-Uni (NII).

Un ingénieur de l'Autorité de sûreté est également mis à disposition de l'AIEA.

| Effectifs au 31 décembre 1999 | Cadres | | | Non cadres | | | TOTAL |
|----------------------------------|--------|------|-----|------------|------|-----|-------|
| | DSIN | BCCN | DIN | DSIN | BCCN | DIN | |
| Fonctionnaires | 50 | 10 | 62 | 22 | 4 | 19 | 167 |
| Non fonctionnaires | 24 | 7 | 8 | 11 | | | 50 |
| TOTAL | 74 | 17 | 70 | 33 | 4 | 19 | 217 |

Localisation

| DSIN Paris | DSIN Fontenay- aux-Roses | Mis à disposition* | BCCN | DIN | TOTAL |
|---|--------------------------------|--------------------|------|-----|-------|
| 24 | 79 | 4 | 21 | 89 | 217 |
| * AIEA : 1 – NRC : 1 – NII : 1 – CCEA : 1 | | | | | |

Moyens financiers

En 1999, l'Autorité de sûreté a disposé, 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 ont été utilisées pour couvrir, d'une part, la rémunération des personnels et les moyens de fonctionnement de l'Autorité de sûreté et, d'autre part, les travaux d'analyses et les expertises de sûreté confiés aux appuis techniques de l'Autorité de sûreté, notamment à l'IPSN, dans le cadre d'une convention renouvelée chaque année.

Utilisation du produit des redevances

| | 1998 | 1999 |
|----------------------------------|---------------|---------------|
| Analyses et expertises de sûreté | 460 440 995 F | 466 838 449 F |
| Etudes | 1 500 000 F | 500 000 F |
| Vacations | 3 690 000 F | 2 690 000 F |
| Rémunération de personnels | 65 740 475 F | 67 460 635 F |
| Frais de fonctionnement | 40 529 632 F | 46 628 750 F |
| TOTAL | 571 901 102 F | 584 117 834 F |

De 1976 à 1999, les exploitants des INB ont acquitté deux types de redevances : des redevances perçues au titre des actes de procédures 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. La révision éventuelle du barème de ces redevances était soumis chaque année au Parlement. Celui-ci avait ainsi été augmenté de 25 % en 1997 ainsi qu'en 1998. Il n'a pas été augmenté en 1999.

L'ORGANISATION DU CONTRÔLE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

L'article 43 de la loi de finances pour 2000 abroge les dispositions de la loi de 1975 et crée une taxe annuelle due par les exploitants d'installations nucléaires de base 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 » seront versés au budget général de l'Etat.

Moyens informatiques

L'Autorité de sûreté a lancé en 1998 un projet informatique global « système d'information » destiné à améliorer le partage d'information entre ses différentes entités et à développer les outils d'information du public.

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 d'un site Internet, d'un service télématique vocal et enfin la reprise et l'évolution du magazine télématique MAGNUC.

En 1999, l'Autorité de sûreté a mis au point avec le soutien de la Société Cesia, assistant à la maîtrise d'ouvrage (AMO), le cahier des charges de ce projet. Un appel d'offres destiné à sélectionner le maître d'œuvre du projet a été lancé en avril et le dépouillement des offres effectué en fin d'année. Le projet de marché sera soumis au contrôleur financier début 2000.

Une maquette transitoire du site Internet de l'Autorité de sûreté a été présenté à la XI^e Conférence des Présidents de CLI le 15 décembre.

L'Autorité de sûreté s'est également mobilisée dans la préparation du passage de ses équipements et applications informatiques à l'an 2000.

4 | 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 nucléaire

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 :

- 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^{re} 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^{re} 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 1999, la formation technique des agents de l'Autorité de sûreté a comptabilisé 1922 jours et concerné 130 agents.

- La formation générale

La formation générale s'adresse à tous les agents de l'Autorité de sûreté, personnels administratifs ou techniques, quel que soit leur statut. Dans le cas des ingénieurs et techniciens, elle viendra compléter le dispositif décrit ci-dessus.

Les principaux axes de ce dispositif sont la professionnalisation et la responsabilisation dans les métiers, par :

- la maîtrise de l'outil informatique ;
- la maîtrise des langues étrangères, en particulier l'anglais ;
- la culture professionnelle et l'adaptation aux métiers (marchés publics, télématique, secrétariat...);
- l'aide à la préparation aux concours et aux examens.

- La formation à 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.

Ainsi, en 1999 :

- les directeurs et sous-directeurs de la DSIN ont continué à s'exercer à la communication avec les médias, et notamment à la fonction de porte-parole, dans le cadre de « média-trainings » organisés tous les trois mois ;
- quatre stages de sensibilisation à la communication et aux relations avec la presse destinés aux inspecteurs de l'Autorité de sûreté ont été organisés (voir chapitre 8 § 2|3).

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.

Sa composition en 1999 est indiquée ci-après :

COMMISSION D'HABILITATION AUPRÈS DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ

| | |
|--|--|
| Un président | M. Pierre WOLTNER |
| Quatre inspecteurs confirmés, deux appartenant à la DSIN et deux appartenant aux DIN | M. Jean-Charles BIERMÉ M ^{me} Ghislaine GUIMONT M. Jérôme JOLY M. Gilbert SANDON |
| Un ingénieur du DES | M. Philippe JAMET |
| Un ancien chef de DIN ou ancien sous-directeur | M. Daniel IVANIER |

L'ORGANISATION DU CONTRÔLE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

| | |
|--|--------------------|
| Un enseignant en sûreté nucléaire | M. Jacques LIBMANN |
| Un praticien du contrôle des installations classées (Seveso) | M. Michel BABEL |
| Un secrétaire | M. Jacques IBERT |

La Commission d'habilitation s'est réunie huit fois en 1999.

Elle a réalisé l'audit de 22 inspecteurs et examiné le retour d'expérience de la mise en œuvre de cette démarche de qualification, limitée dans une première étape expérimentale à des unités chargées du contrôle de REP : le BCCN, la 2^e sous-direction de la DSIN et les deux DIN pilotes de Bordeaux et de Douai. Cela a conduit principalement à réviser le cursus de formation et le référentiel de la 2^e sous-direction.

Cette démarche a été étendue en 1999 à toutes les unités de l'Autorité de sûreté, d'une part à toutes les DIN chargées de REP, et d'autre part aux unités chargées des installations autres que les REP. Pour ces dernières, la démarche aura un caractère expérimental, ce qui signifie que les différents référentiels pourront être modifiés au bout d'une année.

Au 31 décembre 1999, le nombre d'inspecteurs confirmés en activité au sein de l'Autorité de sûreté s'élève à 33.

La communication interne

En 1999, plusieurs actions de communication interne à l'Autorité de sûreté ont été réalisées :

- présentation de chaque dossier de « Contrôle » aux agents de la DSIN, préalablement aux réunions de présentation à la presse ;
- mise au point d'une session d'accueil des nouveaux arrivants à l'Autorité de sûreté à Fontenay-aux-Roses le 16 septembre ;
- visite organisée à l'intention des agents de la DSIN du site de recherche EDF des Renardières le 1^{er} octobre ;
- visites régulières de l'Etat-major de l'Autorité de sûreté dans les DIN.

La qualité interne

Les missions confiées au groupe projet qualité ont permis d'aboutir en 1997 à la rédaction de notes renouvelées sur l'organisation de la DSIN et sur l'articulation entre la DSIN et les DRIRE.

En 1998, ce même groupe a poursuivi ses travaux de construction d'un ensemble cohérent de notes concernant l'organisation de la qualité, ou de leur évolution. En 1999, ce groupe a proposé la remise à jour de la note sur l'organisation de la DSIN et sur l'articulation entre la DSIN et les DRIRE ainsi que la révision de l'instruction de 1973.

Cette année a également permis de continuer la réalisation d'audits croisés internes DIN Aquitaine, 2^e sous-direction, permettant d'examiner les pratiques organisationnelles mises en place par les différentes unités de l'Autorité de sûreté.

5 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 prestations, au plan national et international.

L'Institut de protection et de sûreté nucléaire

Les travaux menés par l'IPSN au profit de l'Autorité de sûreté 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 1999 ont représenté un montant d'environ 351 MF hors taxes et ont impliqué un effectif de 354 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 pourrait poser des problèmes de déontologie, l'IPSN étant une entité du CEA et exploitant lui-même directement des installations nucléaires. Les modifications apportées en 1990 à l'arrêté constitutif de l'IPSN ont notamment visé à lui donner une plus grande autonomie au sein du CEA, avec la création d'un Comité de direction, l'individualisation de sa dotation budgétaire dans la loi de finances, et l'établissement d'un code de déontologie de la recherche.

Ces dispositions ont été complétées par l'arrêté du 19 décembre 1994 des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, qui a nommé à la présidence du Comité de direction le directeur de la sûreté des installations nucléaires.

La part la plus importante des prestations de l'IPSN pour l'Autorité de sûreté est réalisée par le 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), la DSIN 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'Autorité de sûreté par le Département d'évaluation de sûreté.

En matière de sûreté des transports de matières radioactives ou fissiles, l'Autorité de sûreté a recours aux prestations des experts du Département de sécurité des matières radioactives (DSMR).

Les autres appuis techniques

En 1999 l'Autorité de sûreté a bénéficié du concours du CETEN-APAVE dans les domaines de l'assurance qualité et de l'incendie.

Par ailleurs, afin d'examiner les dossiers présentés par COGEMA en vue de la modification des décrets d'autorisation de création des installations de La Hague (UP2 800, UP3 et STE3), la DSIN s'est appuyée sur l'analyse d'un groupe de cinq experts présidé par Mme Sugier, directrice déléguée à la protection à l'IPSN.

6 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.

6 | 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.

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.

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.

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

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

- MM. Brogli (Suisse), Bye (Royaume-Uni), Govaerts (Belgique) et Kotthoff (Allemagne) sont membres du Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires ;
- MM. Minon (Belgique) et Nies (Allemagne) sont membres du Groupe permanent chargé des installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs.
- MM. Cottens (Belgique), Knecht (Suisse) et Young (Royaume-Uni) sont membres du groupe permanent chargé d'étudier les aspects techniques de la sûreté du transport des matières radioactives et fissiles à usage civil.

A titre de réciprocité, M. Scherrer, président de la Commission centrale des appareils à pression et de sa Section permanente nucléaire, est membre de la Reaktorsicherheit Kommission (RSK) qui, en Allemagne, a des activités comparables à celles du Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires.

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.

La composition des Groupes permanents au 31 décembre 1999 est indiquée ci-après.

GROUPE PERMANENT CHARGÉ DES RÉACTEURS NUCLÉAIRES

| | |
|--|---------------------------|
| Président | M. François COGNÉ |
| Vice-président | M. Philippe SAINT RAYMOND |
| Représentant du Conseil général des mines | M. Jean SCHERRER |
| Représentant du directeur général de l'énergie et des matières premières | M. Philippe KAHN |
| Représentant du directeur du gaz, de l'électricité et du charbon | M. Xavier DELAITRE |
| Représentant du directeur de la prévention des pollutions et des risques | M. Jean-Pierre HENRY |

| | |
|---|--|
| Représentant du directeur général de la santé Experts titulaires nommés sur proposition de l'IPSN | M ^{lle} Christel ROUGY M. Philippe JAMET M. Marc NATTA M. Daniel QUÉNIART M. Michel RÉOCREUX |
| Experts titulaires nommés sur proposition d'EDF | M. Bernard APPELL M. Claude JEANDRON M. Marcel LE DANTEC M. Georges SERVIÈRE |
| Experts titulaires nommés sur proposition du CEA | M. Denis ACKER M. Alain GOUFFON |
| Experts choisis en raison de leur compétence | M. Bernard BARRACHIN M. Paul BRÉANT M. Louis BRÉGEON M. Jacques BRISBOIS M. Rudolf BROGLI M. Richard BYE M. Roger DELAYRE M. Pierre GOVAERTS M. Klaus KOTTHOFF M. Jean-Claude MERDINGER M. Pierre MESSULAM M. Henri MÉTIVIER M. Bernard NOC M. Paul REUSS M. Louis REYNES M. Jean-Claude WANNER |
| Représentants de la Direction de la sûreté des installations nucléaires | M. Jérôme GOELLNER M. Michel DUTHÉ M ^{me} Véronique JACQ M. Matthieu SCHULER |
| <p>GROUPE PERMANENT CHARGÉ DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES DE BASE AUTRES QUE LES RÉACTEURS NUCLÉAIRES</p> | |
| Président | M. Pierre CHEVALIER |
| Vice-président | M. Daniel QUÉNIART |
| Représentant du Conseil général des mines | M. François BARTHÉLEMY |
| Représentant du directeur général de l'énergie et des matières premières | M. Philippe KAHN |
| Représentant du directeur de la prévention des pollutions et des risques | M. Daniel DRISSENNE |
| Représentant du directeur général de la santé | M. Jean-Luc GODET |
| Experts titulaires nommés sur proposition de l'IPSN | M. Hugues AUCHÈRE M. Patrick COUSINOU M. Daniel ROBEAU M. Alain SIMON |
| Experts titulaires nommés sur proposition du CEA | M. Jean-Claude PUIT M ^{me} Francine DEMOULIN |
| Expert titulaire nommé sur proposition d'EDF | M. Paul DEMOULIN |
| Expert titulaire nommé sur proposition de l'ANDRA | M. Michel de FRANCO |
| Experts choisis en raison de leur compétence | M. Claude ASSALIT M. Rolland LÉVY M. Jean OHMANN M. Xavier TALMON |
| Représentants de la Direction de la sûreté des installations nucléaires | M. Vincent PERTUIS M. Olivier BRIGAUD |

L'ORGANISATION DU CONTRÔLE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

GROUPE PERMANENT CHARGÉ DES INSTALLATIONS

DESTINÉES AU STOCKAGE À LONG TERME DES DÉCHETS RADIOACTIFS

| | |
|--|--------------------------------------|
| Président | M. Robert GUILLAUMONT |
| Vice-président | M. Christian DEVILLERS |
| Représentant du Conseil général des mines | M. Jean-Pierre HUGON |
| Représentant du directeur général de l'énergie et des matières premières | M. Philippe KAHN |
| Représentant du directeur de la prévention des pollutions et des risques | M. Daniel DRISSENNE |
| Représentant du directeur général de la santé | M. Jean-Luc GODET |
| Experts titulaires nommés sur proposition de l'IPSN | M. Jean-Claude BARESCUT |
| | M. Daniel QUÉNIART |
| | M ^{me} Annie SUGIER |
| Experts titulaires nommés sur proposition du CEA | M. Philippe HAMMER |
| | M. Arsène SAAS |
| Expert titulaire nommé sur proposition du Bureau de recherches géologiques et minières | M. Michel BARRÈS |
| Expert titulaire nommé sur proposition de l'ANDRA | M ^{me} Raymonde ANDRÉ-JEHAN |
| Experts représentant les producteurs de déchets radioactifs | M. Jean-Pierre LAURENT |
| | M. Rémi PORTAL |
| Experts nommés en raison de leur compétence particulière dans le domaine nucléaire, géologique ou minier | M. Albert AUTRAN |
| | M. Pierre BEREST |
| | M. Pierre HABIB |
| | M. Emmanuel LEDOUX |
| | M. Ghislain de MARSILY |
| | M. Jean-Paul MINON |
| | M. Alexander NIES |
| | M. Pierre PEAUDE CERF |
| | M. Pierre VERMEULIN |
| Représentant de la Direction de la sûreté des installations nucléaires | M. Olivier BRIGAUD |

GROUPE PERMANENT CHARGÉ D'ETUDIER LES ASPECTS TECHNIQUES

DE LA SÛRETÉ DU TRANSPORT DES MATIÈRES RADIOACTIVES ET FISSILES A USAGE CIVIL

| | |
|---|-------------------------------------|
| Président | M. François BARTHÉLEMY |
| Vice-président | M. Jérôme JOLY |
| Experts titulaires nommés sur proposition de l'IPSN | M. Didier BROCHARD |
| | M. Patrick COUSINOU |
| | M. Philippe HUBERT |
| | M. Yves SOUCHET |
| Représentant de la Mission des transports des matières dangereuses | M. André GASTAUD |
| Représentant de la Direction générale de l'aviation civile | M. Joseph LE TONQUÈZE |
| Représentant de la Direction des affaires maritimes et des gens de mer | M ^{me} Olga PESTEL-LEFÈVRE |
| Représentant du Conseil général des mines | M. Pierre WOLTNER |
| Représentants de la Direction de la sûreté des installations nucléaires | M. Philippe SAINT RAYMOND |
| | M. Vincent PERTUIS |
| Représentant de la Direction générale de l'énergie et des matières premières | M. Philippe KAHN |
| Représentant de la Commission sûreté transport du CEA | M. Jean-Christophe NIEL |
| Représentant du Comité français de certification des entreprises pour la formation et le suivi des personnels travaillant sous rayonnements ionisants | M. Jean-Pierre DENIZOU |

| | |
|---|--|
| Expert titulaire nommé sur proposition du CEA | M. Alain PRADO |
| Expert titulaire nommé sur proposition d'EDF | M. Michel DEBÈS |
| Expert titulaire nommé sur proposition de COGEMA | M ^{me} Véronique DECOBERT |
| Experts titulaires choisis pour leurs compétences | M. Bernard KNECHT M. Clive YOUNG M. Eric COTTENS |

Le Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires a tenu 23 réunions, dont 10 en commun avec des experts allemands pour poursuivre l'examen des options de sûreté du projet du réacteur franco-allemand du futur, EPR.

Outre ce sujet prioritaire, ont été examinés notamment :

- les conditions de premier changement du réacteur Civaux 2 ;
- les conditions de réalisation des essais FPT 2 et FPT4 dans le réacteur Phébus ;
- les problèmes d'étanchéité des enceintes de confinement des réacteurs de 1300 et 1450 MWe ;
- le problème informatique de passage à l'an 2000 des réacteurs d'EDF ;
- l'anomalie du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur Civaux 1 ;
- le projet de gestion du combustible « CYCLADES » permettant d'allonger les campagnes des réacteurs de 900 MWe du palier CP0 jusqu'à 18 mois ;
- la réévaluation de sûreté du réacteur Osiris ;
- la rédaction d'une RFS consacrée aux logiciels ;
- le fonctionnement des soupapes des générateurs de vapeur en situation accidentelle ;
- les accidents graves.

Par ailleurs, le Groupe permanent a tenu une réunion, conjointement avec le Groupe permanent chargé des INB autres que les réacteurs nucléaires, pour examiner l'organisation de la sûreté et de la qualité du CEA.

Le Groupe permanent chargé des INB autres que les réacteurs nucléaires, outre la réunion susvisée, a tenu deux réunions conjointement avec le Groupe permanent chargé des installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs, pour examiner la gestion des déchets du CEA.

En plus de ces deux réunions, le Groupe permanent chargé des installations de stockage à long terme des déchets radioactifs a tenu deux autres réunions consacrées :

- au référentiel de sûreté et au retour d'expérience d'exploitation du Centre de stockage de l'Aube ;
- au plan de développement de l'ANDRA pour le projet de stockage des déchets radioactifs en profondeur.

Le Groupe permanent chargé du transport des matières radioactives et fissiles a tenu sa première réunion le 11 octobre 1999. Au cours de cette réunion ont été examinées les incertitudes de sûreté des emballages RCC et la demande de la société Framatome relative à l'agrément des emballages FCC-3 et FCC-4.

6 | 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.

L'ORGANISATION DU CONTRÔLE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

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.

Composition de la Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression au 31 décembre 1999

| | |
|--|---|
| Président | M. Jean SCHERRER |
| Vice-président | M. Jérôme GOELLNER |
| Rapporteur général | M. Roger FLANDRIN |
| Rapporteur général adjoint | M. Philippe MERLE |
| Secrétaire | M. Olivier LAGNEAUX |
| Représentants du ministre chargé de l'industrie choisis parmi le personnel des DRIRE | M. Jérémie AVÉROUS M. Didier DAVID M. Bernard LECLERC |
| Représentant du ministre chargé de la défense | M. Maxime LEBEAU |
| Représentant du CEA | M. Didier MOULIN |
| Personnalités désignées en raison de leur compétence | M. Bernard BARRACHIN M. Dominique FRANÇOIS M. Philippe JAMET M. Pierre REILLER M. Guy ROUSSEL M. Joseph SAMMAN M. Helmut SCHULZ |
| Représentants des constructeurs et utilisateurs d'appareils à pression et des organismes techniques ou professionnels intéressés | M. Franck CLÉMENT M. Jean-Marie GRANDEMANGE M. Michel MAXANT M ^{me} Chantal PLANTEVIN M. Yves RIGAL M. Serge TARBY M. André THOMAS |
| Membres de droit | Le DSIN Le DRIRE de la région Bourgogne |

En 1999, la SPN a tenu 6 réunions au cours desquelles ont été examinés :

- le renouvellement décennal d'épreuve des générateurs de vapeur de la centrale Phénix, notamment les mesures compensatoires à l'absence de visite interne ;
- la mise en service de la chaudière de Civaux 2 et la résistance à la rupture brutale des chaudières du palier N4 ;
- la tenue en service des cuves du palier 900 MWe ;
- l'impact du projet « CYCLADES » sur les CPP et CSP ;
- la demande de report d'épreuve hydraulique du CPP du réacteur de Chooz B1 ;
- la demande de dérogation relative aux visites périodiques réglementaires d'appareils à pression importants pour la sûreté connectés au circuit primaire, dans le cadre des allongements de campagne des réacteurs du palier CP0 ;
- le rapport complémentaire sur la tenue en service des cuves du palier 900 MWe, et l'analyse du cas de Tricastin 1 ;
- le projet final de circulaire d'application de l'arrêté « Exploitation » ;
- les systèmes de surveillance du dommage par fatigue des CPP ;
- les règles techniques pour la construction des futurs CPP et CSP.

Les installations nucléaires de base (INB) sont soumises à deux types de réglementation :

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

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

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 : 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.

1 | 1

Le choix des sites

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.

1 | 2

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.

1 | 3

Les autorisations de création

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.

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.

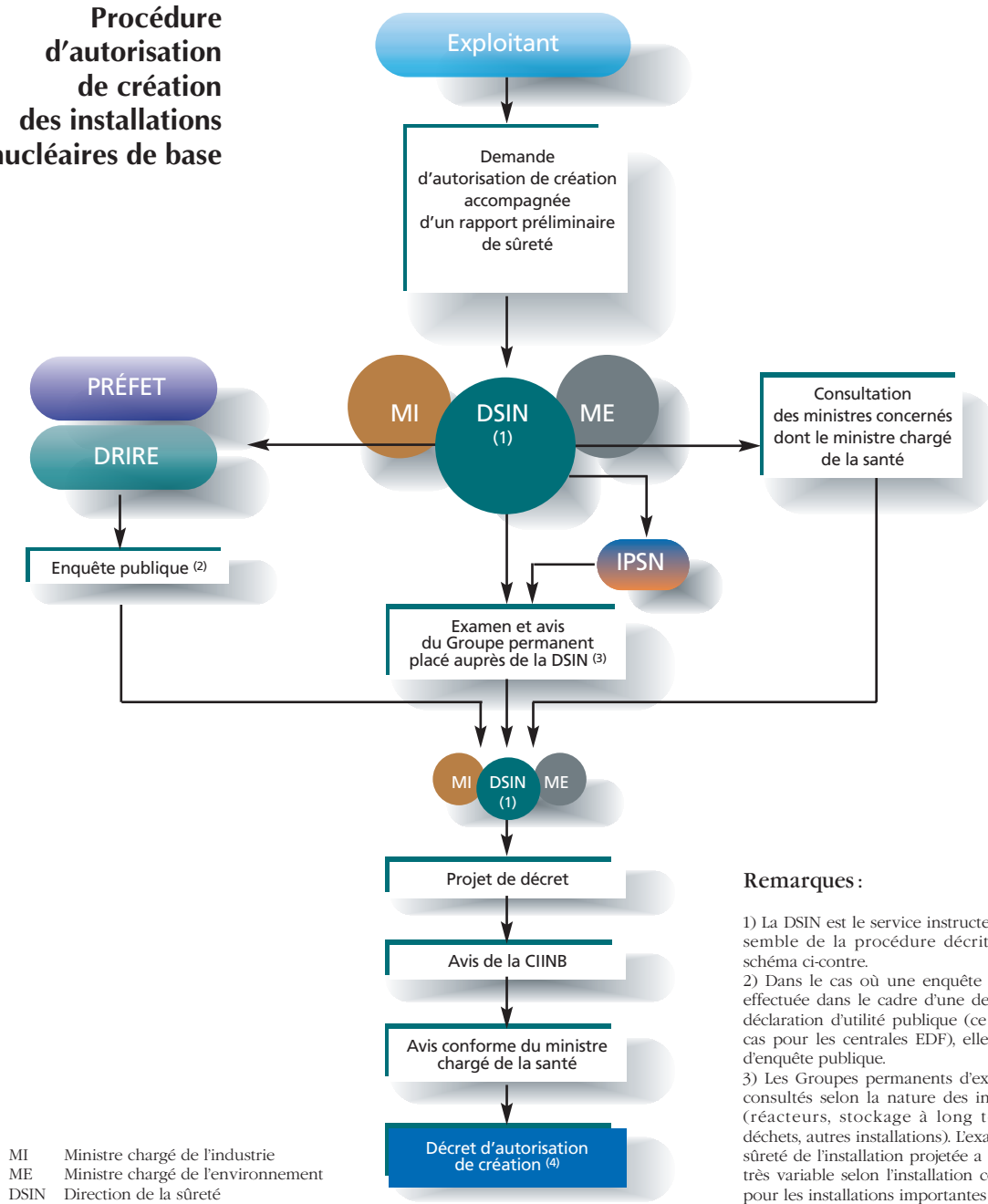
En plus de la préfecture concernée, un dossier et un registre d'enquête sont déposés dans toutes les communes dont tout ou partie du territoire est situé à l'intérieur d'une bande de 5 km de largeur entourant l'installation projetée. Si cette bande empiète sur le territoire de plusieurs départements,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

**Procédure
d'autorisation
de création
des installations
nucléaires de base**



- MI Ministre chargé de l'industrie
- ME Ministre chargé de l'environnement
- DSIN Direction de la sûreté des installations nucléaires
- DRIRE Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement
- CIINB Commission interministérielle des installations nucléaires de base
- IPSN Institut de protection et de sûreté nucléaire

Remarques :

- 1) La DSIN est le service instructeur de l'ensemble de la procédure décrite dans le schéma ci-contre.
- 2) Dans le cas où une enquête a déjà été effectuée dans le cadre d'une demande de déclaration d'utilité publique (ce qui est le cas pour les centrales EDF), elle tient lieu d'enquête publique.
- 3) Les Groupes permanents d'experts sont consultés selon la nature des installations (réacteurs, stockage à long terme des déchets, autres installations). L'examen de la sûreté de l'installation projetée a une durée très variable selon l'installation concernée : pour les installations importantes (réacteurs électrogènes, usines), cette durée varie approximativement entre six mois et deux ans selon la nouveauté du projet par rapport à des projets déjà examinés.
- 4) En plus du décret d'autorisation de création, le MI et le ME peuvent notifier des prescriptions.

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.

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.

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.

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.

Autorisations de création délivrées ou modifiées en 1999

| | | |
|---|------------|--|
| Chooz B1-B2 (Chooz, Ardennes) et Civaux 1 – 2 (Civaux, Vienne) | 11 juin | Décret prorogeant le délai de mise en service des quatre réacteurs EDF du palier N4. |
| Atalante (Chusclan, Gard) | 22 juillet | Décret prorogeant le délai de mise en service de ce laboratoire du CEA. |
| MELOX (Chusclan, Gard) | 30 juillet | Décret autorisant COGEMA à aménager cette usine de fabrication de combustible. |

1 | 4

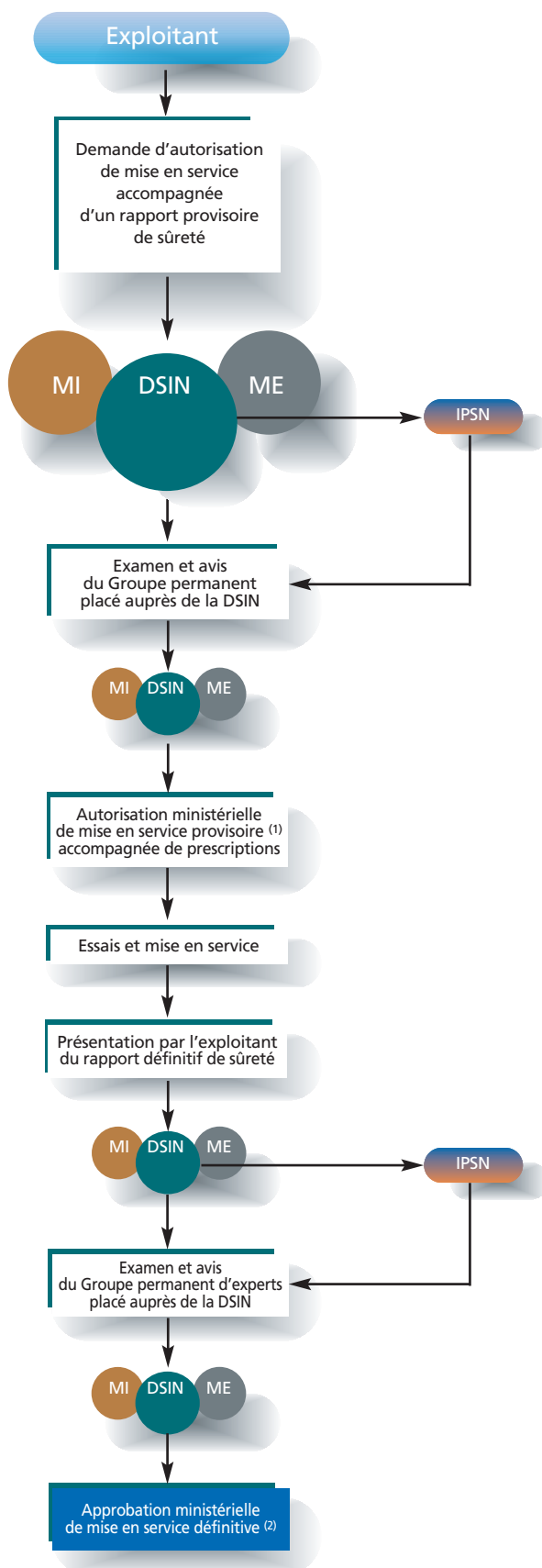
Les autorisations de mise en service

Procédure applicable aux réacteurs de puissance

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.

**Procédure
d'autorisation
de mise en service
des installations
nucléaires de base**



Remarques :

1) Pour les réacteurs à eau sous pression, la mise en service de l'appareil à pression est subordonnée également à la délivrance du procès-verbal d'épreuve hydraulique du circuit primaire au titre de la réglementation des appareils à pression.

2) Au sens de l'article 4 du décret du 11 décembre 1963. Cette approbation doit intervenir dans un délai fixé par le décret d'autorisation de création. Elle est donnée par les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie.

- MI Ministre chargé de l'industrie
- ME Ministre chargé de l'environnement
- DSIN Direction de la sûreté des installations nucléaires
- IPSN Institut de protection et de sûreté nucléaire

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 chargé des réacteurs sur ces documents, puis élabore son propre avis. C'est au vu de cet avis que les ministres peuvent autoriser le chargement du combustible et les essais de mise en service.

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

- l'autorisation de chargement. Elle permet la mise en place des éléments combustibles fissiles dans la cuve du réacteur et le début des essais, combustibles en place (essais dit précritiques à froid) ;
- l'autorisation d'effectuer les essais précritiques à chaud, qui ont lieu avant la première divergence. Ces essais sont subordonnés au bon résultat des essais précritiques à froid et permettent d'atteindre (en faisant tourner les pompes primaires) la température et la pression nominales du circuit primaire. Ils ne sont autorisés qu'après délivrance du procès-verbal d'épreuve hydraulique du circuit primaire par le DRIRE de la région Bourgogne, en application d'un arrêté du 26 février 1974 (voir ci-après au § 2 | 1) ;
- l'autorisation de la première divergence et de la 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.

Procédures applicables aux installations autres que les réacteurs de puissance

Les décrets d'autorisation de création des INB autres que les réacteurs de puissance prévoient que leur mise en service est subordonnée à une autorisation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie.

Cette autorisation, dite de mise en actif, est assortie de la notification de prescriptions techniques.

Elle est précédée de l'examen par la DSIN et ses appuis techniques, notamment le GP compétent, du dossier établi par l'exploitant. Ce dossier comprend le rapport provisoire de sûreté, les RGE de l'installation et le PUI.

De plus, avant la mise en service définitive de l'installation, qui doit intervenir dans un délai fixé par chaque décret d'autorisation de création, l'exploitant doit soumettre aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie un rapport définitif de sûreté. Cette mise en service définitive est soumise à une autorisation ministérielle assortie le cas échéant d'une mise à jour des prescriptions techniques et des RGE, selon une procédure similaire à celle utilisée pour les réacteurs de puissance.

1 | 5

Les autorisations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement

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.

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.

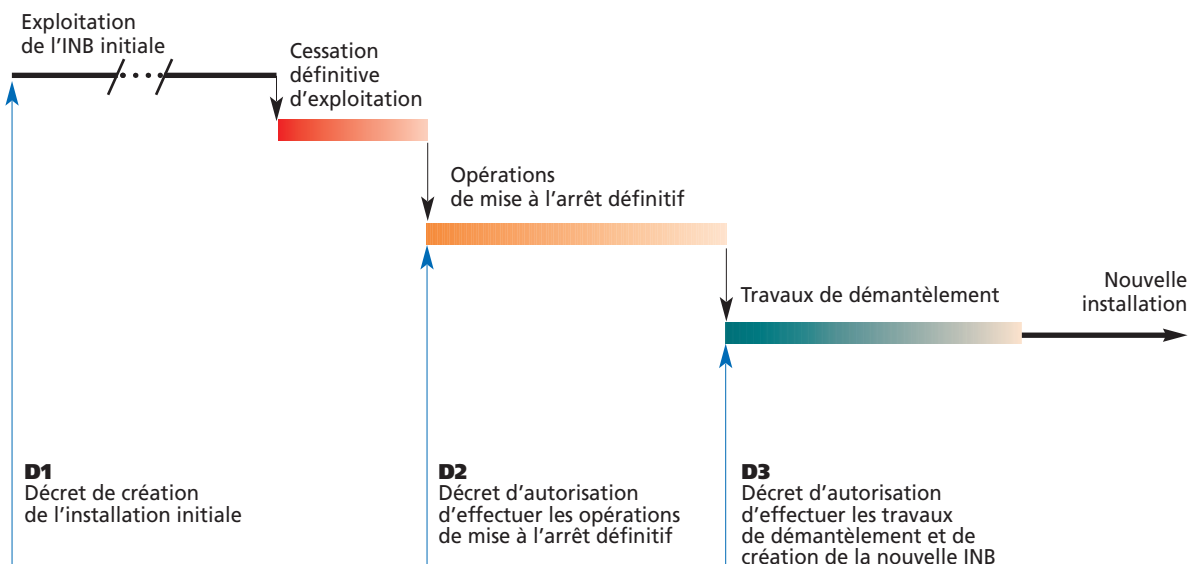
On distingue réglementairement, après ces éventuelles opérations dites de « cessation définitive d'exploitation », deux phases successives de travaux, à savoir :

- 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 (voir plus loin le chapitre 14 consacré au démantèlement des installations nucléaires) ;
- 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

Démantèlement des installations nucléaires de base



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.

Autorisations délivrées en 1999

| | | |
|-------------------------------|---------|---|
| Chooz AD (Chooz, Ardennes) | 19 mars | Décret autorisant EDF à conserver sous surveillance, dans un état intermédiaire de démantèlement, l'ancienne centrale nucléaire des Ardennes. |
|-------------------------------|---------|---|

1 | 6

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.

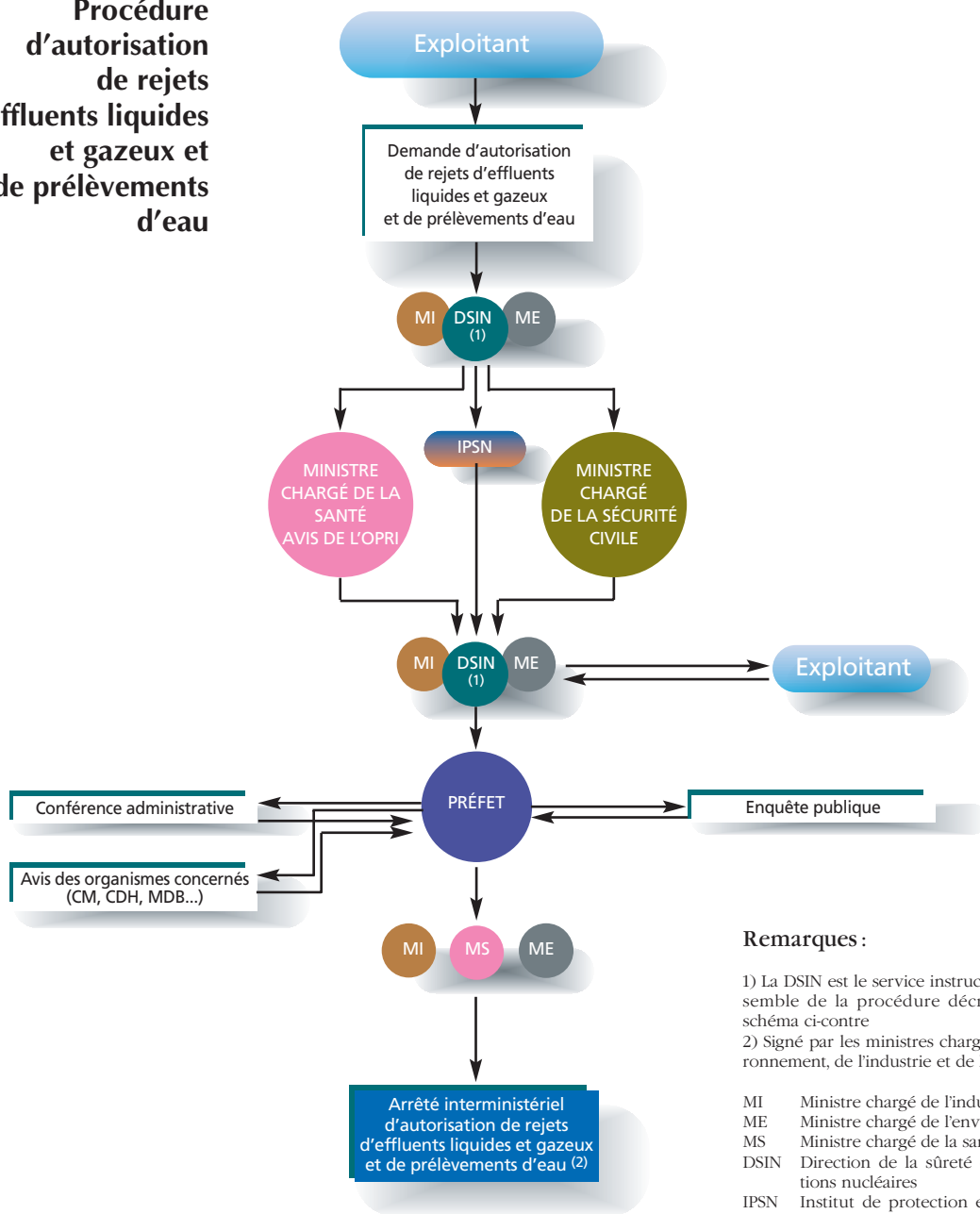
Présentation de la demande d'autorisation

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 que leur incidence prévisible sur l'environnement, les mesures compensatoires proposées et les moyens de surveillance prévus.

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.

**Procédure
d'autorisation
de rejets
d'effluents liquides
et gazeux et
de prélèvements
d'eau**



Remarques :

- 1) La DSIN est le service instructeur de l'ensemble de la procédure décrite dans le schéma ci-contre
- 2) Signé par les ministres chargés de l'environnement, de l'industrie et de la santé.

| | |
|------|--|
| MI | Ministre chargé de l'industrie |
| ME | Ministre chargé de l'environnement |
| MS | Ministre chargé de la santé |
| DSIN | Direction de la sûreté des installations nucléaires |
| IPSN | Institut de protection et de sûreté nucléaire |
| OPRI | Office de protection contre les rayonnements ionisants |
| CM | Conseils municipaux |
| CDH | Conseil départemental d'hygiène |
| MDB | Mission déléguée de bassin |

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 § 1|3 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.

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 :

- 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.

Autorisations de prélèvements et rejets délivrées en 1999

| | | |
|---|-----------|---|
| Saint-Laurent-des-Eaux (Saint-Laurent-des-Eaux, Loir-et-Cher) | 2 février | Arrêté autorisant EDF à poursuivre les prélèvements d'eau et rejets d'effluents liquides et gazeux pour l'exploitation du site nucléaire. |
|---|-----------|---|

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.

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 leur application à la phase de construction (conception et fabrication), les DRIRE à la phase d'exploitation. Par ailleurs, la réglementation « classique », qui n'est pas spécifique des INB, s'applique à celles-ci. La DSIN suit en particulier l'application de la réglementation technique à certains équipements des réacteurs. Cette réglementa-

tion est actuellement en cours de révision, comme exposé ci-après au chapitre 4 § 1 | 2. Notamment, un arrêté interministériel concernant la surveillance de l'exploitation des CPP et 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 à la partie correspondante des arrêté et circulaire 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.

Les prélèvements d'eau et rejets d'effluents des INB, soumis, en application du décret de procédure du 4 mai 1995 étudié au § 1 | 6 ci-dessus, à autorisation délivrée conjointement par les ministres chargés de la santé, de l'industrie et de l'environnement, 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 service 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 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.

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.



Brochure n° 1606 (voir chap. 5 § 1 | 4 | 2)

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 qui peuvent être consultées, ainsi que les autres règles techniques émanant de la DSIN, 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 ».

La DSIN a transmis en mars 1999 aux exploitants d'INB la nouvelle version de la RFS 1.2.c, révisant celle de 1981, relative à la détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour l'évaluation de la sûreté des installations. Ce texte, qui est applicable à l'ensemble des INB à l'exception des installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs, a été mis en application pendant une période probatoire d'un an, après avoir reçu un avis favo-

nable des Groupes permanents d'experts chargés des réacteurs et des laboratoires et usines. Les conclusions tirées par les exploitants de l'application de la RFS et des études qu'ils ont menées pendant cette période probatoire seront examinées en 2000 par l'Autorité de sûreté, avec l'appui de l'IPSN, afin d'entériner la version définitive de la RFS.

Une nouvelle règle fondamentale de sûreté relative à l'utilisation de logiciels dans les systèmes de contrôle-commande des REP a reçu un avis favorable du Groupe permanent chargé des réacteurs en novembre 1999. Cette RFS s'appliquera aux nouveaux réacteurs et, dans les années à venir, à l'ensemble des réacteurs en exploitation dans le cadre de la rénovation de leur contrôle-commande.

Compte tenu de l'importance croissante donnée au plan international aux études probabilistes de sûreté (EPS), et afin de mieux préciser les conditions de réalisation de telles études en France, la DSIN a poursuivi en 1999, avec l'appui de l'IPSN, l'élaboration d'une RFS sur ce thème appliqué aux REP.

La DSIN s'est également engagée dans la mise au point d'une RFS relative aux installations d'entreposage de courte ou de moyenne durée de déchets et d'effluents radioactifs ou de combustibles irradiés. De telles installations existent déjà ; leur exploitation est souvent prolongée et leur nombre croît régulièrement. Il a été demandé aux exploitants de faire part de leur expérience dans ce domaine. Un premier projet de texte sera élaboré en 2000.

Enfin, a débuté fin 1999 un travail de révision de la RFS de 1995 relative aux colis de déchets destinés au stockage en surface. Cette révision prendra en compte les résultats, d'une part, de l'évaluation de sûreté qui a permis de prononcer, en 1999, la mise en service du Centre de stockage de l'Aube, d'autre part, d'une campagne d'inspections réalisée en 1999 sur le thème de l'assurance de la qualité des colis de déchets de faible et moyenne activité à vie courte.

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 électro-nucléaires (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 permet, à l'initiative des industriels, de faire évoluer les codes et d'en maintenir ainsi la pertinence. En 1999, l'Autorité de sûreté a continué de porter son attention à ce processus pour le RCC-M (construction des matériels mécaniques), en faisant part de demandes de révisions sur certains points importants. Les travaux en cours sont présentés au § 7 | 2 du chapitre 11.

Dans la continuité des codes et normes de conception et de construction, EDF a entrepris, à partir de 1990, la rédaction de règles relatives à l'exploitation des matériels mécaniques. Ces documents sont appelés « règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques » (RSE-M).

Après une longue période d'élaboration du document par EDF, suivie de discussions techniques avec l'Autorité de sûreté, la DSIN a globalement approuvé en 1997 le recueil des RSE-M avec un certain nombre de réserves.

Après une courte expérimentation en 1998 sur un nombre limité de sites, ce recueil, dûment complété, a commencé à être mis en application en 1999 sur l'ensemble du parc électronucléaire d'EDF.

3 LES INSTALLATIONS CLASSÉES POUR LA PROTECTION DE L'ENVIRONNEMENT

Les installations susceptibles de présenter des dangers et nuisances pour l'environnement sont régies par la loi n° 76-663 du 19 juillet 1976 modifiée, relative aux installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE). Les installations concernées, mentionnées dans une nomenclature régulièrement mise à jour par le ministère de l'environnement, sont soumises à un régime dérogatoire lorsqu'elles sont implantées au sein du périmètre d'une INB.

Le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 modifié relatif aux installations nucléaires établit en effet la distinction, précisée par un avis du Conseil d'Etat du 4 octobre 1983, entre les « équipements qui font partie d'une installation nucléaire de base » et les ICPE :

- les « équipements qui font partie d'une installation nucléaire de base » sont ceux qui constituent un élément de cette installation nécessaire à son exploitation ; ils relèvent des articles 2 et 3 du décret de 1963 précité et sont soumis à la procédure applicable aux INB. En particulier, dès lors qu'une création ou une modification d'équipement affecte de façon substantielle l'importance ou la destination d'une INB existante, ou en augmente les risques, une enquête publique est obligatoire ;
- les installations classées comprises dans le périmètre d'une INB sont celles qui n'ont pas de lien nécessaire avec elle ; elles sont régies par les dispositions de la loi du 19 juillet 1976 précitée, à trois particularités près précisées à l'article 6 bis du décret de 1963 précité :
 - les ministres chargés des INB sont substitués aux préfets pour l'octroi des autorisations ou la réception des déclarations exigées par la réglementation,
 - les demandes d'autorisation d'exploiter peuvent s'appuyer sur le dossier d'enquête publique remis lors de la création de l'INB, et l'autorisation peut être accordée par le décret autorisant l'INB,
 - les prescriptions techniques auxquelles l'exploitant doit se conformer sont notifiées par les ministres chargés des INB.

Par ailleurs, comme indiqué au § 1|6 ci-dessus, les rejets d'effluents des ICPE comprises dans le périmètre de l'INB sont dorénavant réglementés par le décret du 4 mai 1995 concernant les INB.

La DSIN assure l'instruction des dossiers et les inspecteurs des INB sont chargés de la surveillance prévue par la loi du 19 juillet 1976 précitée, en ce qui concerne les installations en relevant.

Le contrôle par l'Autorité de sûreté 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'Autorité de sûreté 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.

1 LE CHAMP DU CONTRÔLE

1 | 1

Le contrôle de la sûreté nucléaire

Dans son action de contrôle, l'Autorité de sûreté nucléaire 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'Autorité de sûreté 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'Autorité de sûreté vérifie les rapports de sûreté qui décrivent et justifient les principes de conception, les calculs de dimensionnement des équipements, leurs règles d'utilisation et d'essais, l'organisation de la qualité mise en place par le maître d'œuvre et ses fournisseurs.

Une fois l'installation nucléaire entrée en service, toutes les modifications importantes pour la sûreté apportées par l'exploitant sont soumises à l'Autorité de sûreté. En plus de ces rendez-vous rendus nécessaires par des évolutions des installations ou de leur mode d'exploitation, l'Autorité de sûreté 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, afin de vérifier concrètement la mise en œuvre des dispositions de sûreté (voir § 2 | 1 | 1).

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

Enfin, l'Autorité de sûreté est informée des événements imprévus intéressant la sûreté, tels que des défaillances de matériels ou des erreurs d'application des règles d'exploitation. La plupart d'entre eux font l'objet d'un examen détaillé destiné à vérifier 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'Autorité de sûreté 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 la DSIN 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 d'importance nationale, définit et met en œuvre la politique nationale de sûreté nucléaire.

1 | 2

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

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

L'arrêté vise en premier lieu à 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'Autorité de sûreté d'apprécier, par l'analyse des dysfonctionnements intervenus, l'application de l'arrêté qualité.

1 | 3

Les appareils à pression

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 la DSIN 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 premiers, les circuits primaire et secondaire principaux des réacteurs à eau sous pression sont des circuits particulièrement importants pour la sûreté. Ils fonctionnent en régime normal sous hautes pressions et températures et sont très sollicités. Dans le cas extrême, leur rupture partielle ou totale constituerait un accident sérieux (perte du réfrigérant primaire, rupture de tuyauterie de vapeur, rupture de tube de générateur de vapeur).

En conséquence, l'Autorité de sûreté 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 II3.8 datant de 1990 pour le circuit secondaire principal (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 réépreuves périodiques des circuits. Les principaux dossiers en cours qui concernent les CPP et CSP des réacteurs à eau sous pression sont traités ci-après au chapitre 11.

1 | 3 | 2

Les évolutions en cours

Le contexte réglementaire des appareils à pression est en 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 affecte cependant les textes sur lesquels la réglementation spécifique du nucléaire est fondée.

Une refonte de cette dernière réglementation, centrée dans un premier temps sur l'arrêté du 26 février 1974 relatif aux CPP des réacteurs électronucléaires, a été entamée. Elle prend notamment en compte le retour d'expérience accumulé en plus de vingt ans d'application du référentiel actuel, avec le souci complémentaire de rapprocher les exigences techniques françaises et allemandes. Elle s'est poursuivie en 1999 par les étapes suivantes :

- mise au point finale de l'arrêté réglementant le contrôle en exploitation des CPP et CSP, pour notamment rapprocher les règles applicables aux CPP et aux CSP, clarifier les responsabilités de l'exploitant et les modalités d'intervention de l'administration, imposer la qualification préalable des procédés d'examen non destructifs, préciser la détection et le traitement des défauts et prendre en compte les problèmes de vieillissement. L'arrêté a été signé le 10 novembre 1999 ;
- mise au point des directives techniques applicables à la construction des CPP et CSP, en y précisant le rôle du constructeur (notamment en matière de surveillance des fournisseurs, de cohérence de la conception à travers une notice détaillée à l'attention de l'utilisateur) et les différentes étapes successives de la conception (choix des matériaux, dimensionnement, vérification). Ces directives ont été approuvées par la Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression - assistée pour l'occasion par des experts allemands - et notifiées aux industriels comme référentiel de réalisation aussi bien pour d'éventuelles constructions futures que pour des pièces de rechange. Ces directives ont vocation à constituer la base technique d'un arrêté remplaçant la partie construction de l'arrêté du 26 février 1974 pour le CPP et de la RFS II3.8 pour le CSP.

Si les CPP et CSP constituent par excellence des circuits « spécialement conçus pour des applications nucléaires et dont la défaillance pourrait conduire à des émissions radioactives » (définition des circuits exclus de la réglementation classique), d'autres circuits importants pour la sûreté des réacteurs, et des INB en général, répondent à cette définition ; ils sont soumis aujourd'hui à la réglementation générale des appareils à pression. Cette dernière évoluant sous l'impulsion de la directive, un travail d'identification et de définition d'exigences graduées en fonction du rôle pour la sûreté et du type de ces appareils va être engagé en vue d'établir des textes réglementaires spécifiques pour le domaine nucléaire.

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 : la DSIN a préparé un projet d'arrêté ministériel, soumis le 10 décembre 1999 à la CIINB, fixant la réglementation technique générale sur ce sujet, applicable aux INB et à leurs équipements, à l'exclusion des ICPE comprises dans leur périmètre (cf. chapitre 3). Cet arrêté, signé le 31 décembre 1999, 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, pour les ICPE 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.

D'une manière générale, la politique menée par l'Autorité de sûreté 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. Le nouvel arrêté d'autorisation de rejets accordé le 2 février 1999 à la centrale nucléaire de Saint-Laurent illustre cette démarche.

En accompagnement de cette démarche, l'Autorité de sûreté 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 va se renforcer grâce aux nouvelles modalités d'inspection qui seront en vigueur à partir de 2000 (cf. § 2 | 1).

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'Autorité de sûreté 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).

L'illustration de l'action de l'Autorité de sûreté dans ce domaine est fournie au chapitre 8.

1 | 6

Les conditions de travail dans les INB

Le contrôle dans les centrales nucléaires d'EDF de l'application de la réglementation relative à l'inspection du travail ne relève pas au niveau national de la DSIN, mais de la Direction du gaz, de l'électricité et du charbon (DIGEC) du ministère chargé de l'industrie, par délégation du ministère chargé du travail.

L'article L 611.4 du code du travail attribue les fonctions d'inspecteur du travail aux fonctionnaires chargés du contrôle technique des centrales électronucléaires, en l'occurrence aux DRIRE. Cette tâche peut être dévolue aux ingénieurs des Divisions des installations nucléaires ou d'une autre division de la DRIRE.

L'Autorité de sûreté et la DIGEC s'attachent à coordonner au mieux leurs actions respectives en matière de sûreté nucléaire et d'inspection du travail.

L'Autorité de sûreté nucléaire s'intéresse en particulier aux conditions et horaires de travail des prestataires d'EDF : il s'agit de s'assurer que des travaux importants pour la sûreté ne sont confiés qu'à des intervenants dont la vigilance n'est pas affectée. Depuis 1999, il a ainsi été demandé à EDF de fournir à l'Autorité de sûreté des éléments détaillés sur les conditions et horaires de travail de ses prestataires lors des arrêts de tranche.

Pour l'année 2000, l'Autorité de sûreté nucléaire sera amenée à s'intéresser particulièrement aux conditions d'application de la réduction du temps de travail chez EDF. L'enjeu, en termes de sûreté nucléaire, est en particulier de s'assurer que des réductions du temps de travail ne se traduisent pas par une réduction de la présence sur le terrain du personnel d'encadrement, déjà considérée comme trop faible, et qui pourrait à terme se traduire par un manque de connaissance et de capacité de pilotage de l'outil industriel et de management du personnel.

2 LES MODALITÉS DU CONTRÔLE

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

- des inspections sur site ;
- des visites de chantier et des réunions techniques sur site avec les exploitants d'INB ou les constructeurs de matériels utilisés dans les installations (environ 1200 hommes.jours ont été consacrés en 1999 à de telles réunions par les Divisions des installations nucléaires des DRIRE et par le BCCN) ;
- l'examen de documents justificatifs produits par les exploitants.

2 | 1

L'inspection

2 | 1 | 1

Les principes et les objectifs

L'inspection par l'Autorité de sûreté consiste à vérifier que l'exploitant respecte bien les dispositions qu'il est tenu d'appliquer sur le plan de la sûreté. Elle n'a pas un caractère systématique et exhaustif, et a pour objectif de permettre de détecter, par sondage, 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 la DSIN (gestion des déchets, rejets d'effluents, installations classées pour la protection de l'environnement).

Un programme d'inspections est établi annuellement par la DSIN. Il tient compte des inspections déjà effectuées, de la connaissance des installations par les DRIRE et par la DSIN et de l'état d'avancement des sujets techniques en discussion entre la DSIN 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.

Il existe actuellement trois modes d'inspections :

- des inspections sur des sujets programmés, annoncées à l'exploitant quelques semaines avant la visite, pour vérifier le respect des prescriptions imposées, approfondir des problèmes techniques particuliers ou contrôler les activités de maintenance lors des arrêts des réacteurs ;
- des inspections inopinées, pouvant se faire à tout moment du jour et de la nuit sans prévenir l'exploitant, pour vérifier les conditions d'exploitation et le respect des règles en vigueur ;
- des inspections, dites réactives, effectuées à la suite d'un incident affectant une INB ; ces visites sont annoncées à l'exploitant avec un préavis court.

Les inspections 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.

2 | 1 | 2

Les actions menées en 1999

· L'évolution de la pratique de l'inspection

En 1999, l'Autorité de sûreté a modifié la note définissant l'organisation de l'inspection en son sein. Les principales modifications apportées par cette note, applicable à compter du 1^{er} janvier 2000, 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 aura 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 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'Autorité de sûreté sur les sites à l'occasion des arrêts de tranche des REP ;

Par ailleurs, l'Autorité de sûreté a pérennisé le système de qualification des inspecteurs (voir chapitre 3), tenant compte de leur expérience et de leur formation, mis en application à titre expérimental en

1998 ; ce système doit permettre de confier le pilotage des inspections les plus complexes aux inspecteurs confirmés.

• **Les inspections en 1999**

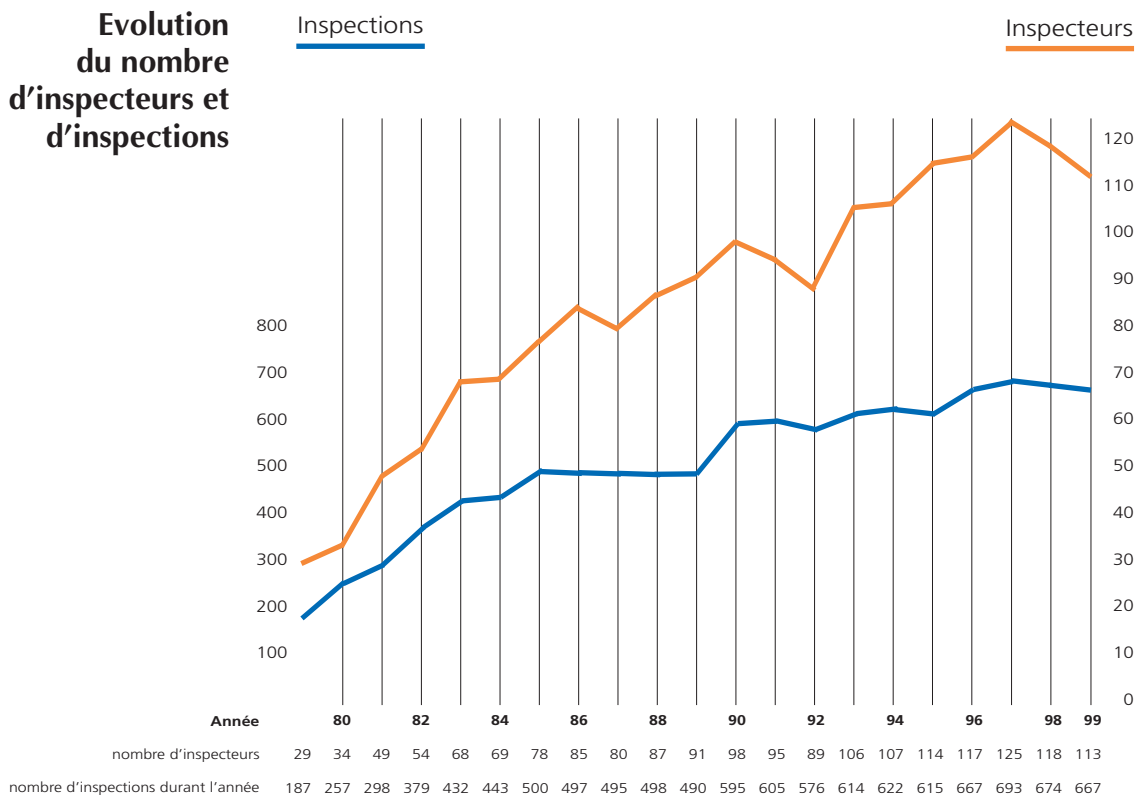
Au 31 décembre 1999, le nombre des inspecteurs des INB en poste était de 113 dont 63 en DRIRE, 33 à la DSIN, 13 au BCCN, 3 mis à disposition d'Autorités de sûreté étrangères (Etats-Unis, Canada et Royaume-Uni) et 1 mis à disposition de l'AIEA. La liste de ces inspecteurs est donnée en annexe A.

En 1999, 667 inspections ont été menées, dont 87 à caractère inopiné. La répartition selon différentes catégories d'installations est décrite dans les graphiques de la page précédente.

Parmi les thèmes traités, on notera les suivants, dont certains présentaient un caractère prioritaire pour 1999 et feront l'objet d'une synthèse :

- l'assurance qualité des colis de déchets : 20 inspections ;
- les mesures de la radioactivité : 17 inspections ;
- l'application des arrêtés d'autorisation de rejets : 16 inspections ;
- les relations entre services centraux et sites (EDF) : 8 inspections ;
- le confinement de la radioactivité et la propreté radiologique (EDF) : 17 inspections ;
- la conformité et les modifications (EDF) : 8 inspections ;
- les essais périodiques (EDF) : 14 inspections ;
- le transport des matières radioactives et fissiles : 64 inspections ;
- l'incendie : 50 inspections ;
- l'organisation de crise et les plans d'urgence : 12 inspections.

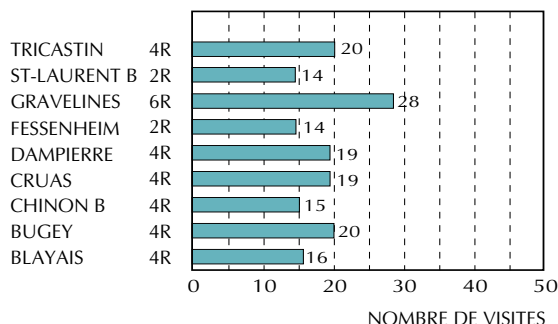
**Evolution
du nombre
d'inspecteurs et
d'inspections**



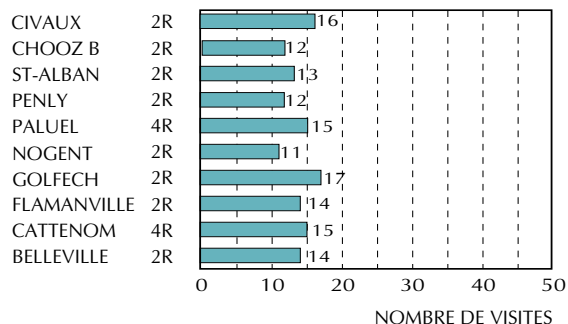
Remarque :

Ce tableau ne prend pas en compte les visites de surveillance que la DSIN effectue pour le compte du Haut Fonctionnaire de défense du ministère chargé de l'industrie et qui sont relatives à la protection contre les actes de malveillance. Les suites données à ces visites sont du ressort du Haut Fonctionnaire de défense.

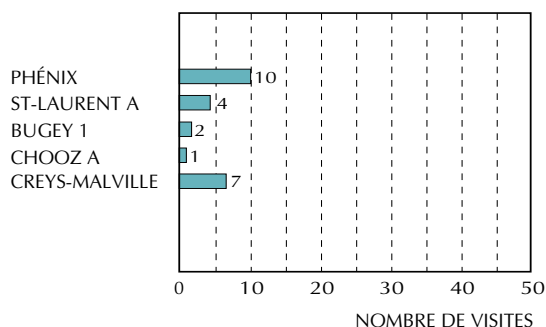
REP 900 MWe
TOTAL : 165



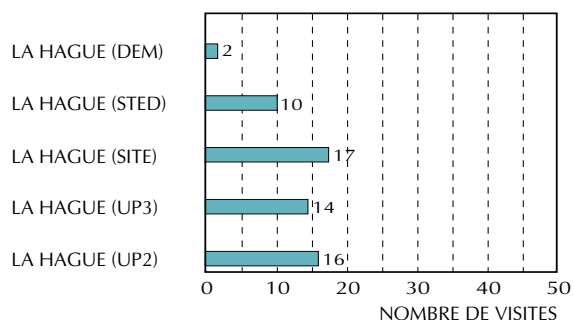
REP 1300 et 1450 MWe
TOTAL : 139



AUTRES REACTEURS
TOTAL : 24

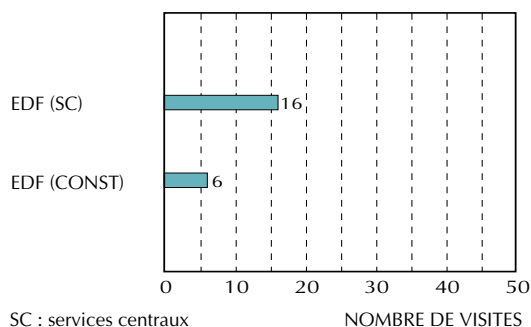


COGEMA LA HAGUE
TOTAL : 59



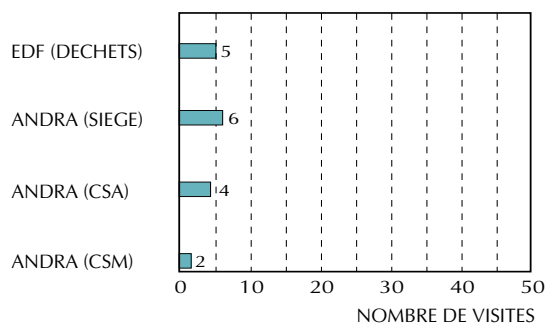
STED : stations de traitement des effluents et déchets
DEM : installations en cours de démantèlement

CONST. ET SC EDF
TOTAL : 22



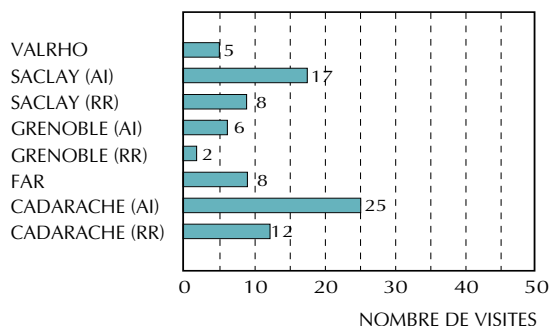
SC : services centraux
CONST : constructeurs

DECHETS (ANDRA, ...)
TOTAL : 17



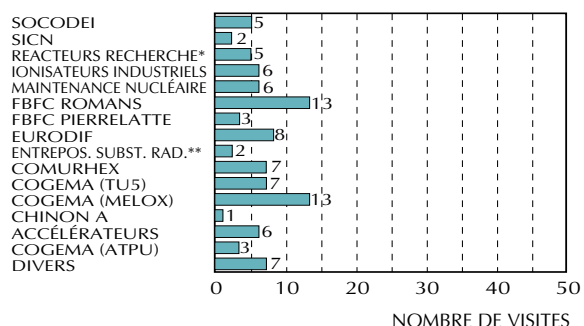
CSA : Centre de stockage de l'Aube
CSM : Centre de stockage de la Manche

CENTRES D'ETUDES DU CEA
TOTAL : 83



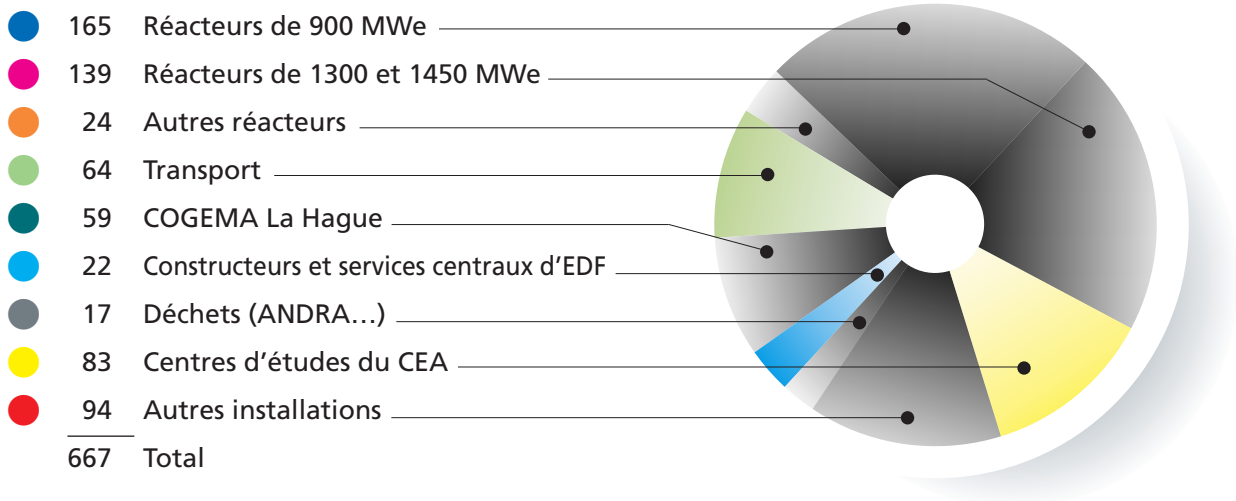
RR : réacteurs de recherche
AI : autres installations

AUTRES INSTALLATIONS
TOTAL : 94



* Hors CEA
** Entrepôts de substances radioactives

Répartition des inspections réalisées en 1999



2 | 2

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

Les arrêts de tranche pour remplacer le combustible utilisé sont mis à profit par EDF pour visiter l'ensemble des installations et vérifier leur état en réalisant des opérations de contrôle (voir chapitre 11, § 2.2.2). Ces opérations, particulièrement importantes pour la connaissance de l'état des installations, sont suivies avec attention par l'Autorité de sûreté, 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.

Du 1^{er} décembre 1998 au 30 novembre 1999, l'Autorité de sûreté a ainsi visité 382 chantiers au cours des 52 arrêts de réacteurs qui ont eu lieu pendant cette période, ce qui représente 138 jours de présence sur les sites pour les inspecteurs.

2 | 3

Le contrôle des appareils à pression

Au sein de l'Autorité de sûreté, le BCCN est chargé de veiller à l'application de la réglementation concernant les circuits primaires principaux et circuits secondaires principaux (CPP-CSP) des réacteurs à eau sous pression. Il exerce directement ce contrôle en phase de construction. Le contrôle du respect de la réglementation pour les CPP et CSP en exploitation et pour les autres appareils (aussi bien en construction qu'en exploitation) relève de la responsabilité du directeur régional de l'industrie, de la recherche et de l'environnement territorialement compétent. Le BCCN tient à jour les doctrines d'application dans ces domaines.

De plus, certaines opérations de maintenance en exploitation susceptibles d'être menées sur plusieurs sites font l'objet d'un dossier dit « intervention générique », qui est examiné par le BCCN au niveau national.

Le contrôle de la construction

Au stade de la construction, c'est le BCCN qui exerce directement le contrôle d'EDF et de Framatome depuis la conception jusqu'à la fabrication en usine et au montage sur site des composants des CPP et des CSP. L'activité actuelle est principalement centrée sur la construction de pièces de rechange destinées au parc nucléaire d'EDF en exploitation, et en particulier des gros composants tels que les GV et couvercles de cuve de rechange.

Ce contrôle est mené par sondage à deux stades :

- en conception : sur la base des dossiers de justification fournis par le constructeur Framatome décrivant le comportement mécanique des composants en fonction des sollicitations qu'ils subissent en fonctionnement normal ou subiraient en cas d'accident. Des inspections sur ce thème complètent utilement les analyses de dossiers ;
- en fabrication/montage : d'une part préalablement au lancement de ces opérations à partir des dossiers techniques motivant les options techniques retenues par le constructeur, d'autre part en cours de réalisation à travers des contrôles de terrain en usine ou sur site pour vérifier le respect des dispositions contenues dans le dossier précédent.

Ce contrôle, qui englobe notamment le traitement des écarts de réalisation, trouve sa conclusion dans l'épreuve hydraulique des composants sous pression.

Après construction d'un réacteur et épreuve hydraulique générale, le BCCN soumet le bilan de son action de contrôle à l'avis des experts de la Section permanente nucléaire (SPN). Si cet avis est positif, le procès-verbal d'épreuve, requis pour la montée en température avec le cœur chargé, peut être délivré par le DRIRE Bourgogne.

En 1999, le BCCN a réalisé des visites d'usine et des réunions techniques consacrées à la construction. Les axes majeurs développés en 1999 sont décrits dans le chapitre 11.

Les interventions génériques

L'industriel chargé par l'exploitant de l'intervention (dit « réparateur ») prépare le dossier d'intervention générique en appliquant des dispositions équivalentes à celles requises pour la construction neuve. Le BCCN s'assure, par l'analyse du dossier, de la validité des justifications prouvant l'absence d'impact nocif de l'intervention sur la sûreté des circuits. Il vérifie en outre, en assistant à des opérations de qualification des méthodes de réparation dans des conditions aussi représentatives que possible de l'opération sur site, l'adéquation des procédures et la faisabilité de l'intervention dans des conditions techniques et radiologiques acceptables. A l'issue de l'instruction, il se prononce sur les autorisations de mise en œuvre du dossier.

Les mises en œuvre sur site des interventions sont inspectées par les DRIRE. Celles-ci restent en liaison avec le BCCN qui centralise le retour d'expérience pour demander à EDF de faire évoluer les dossiers si nécessaire.

Les points marquants de cette activité de contrôle en 1999 sont décrits au chapitre 11.

L'instruction technique des dossiers fournis par l'exploitant

L'exploitant a la charge de fournir à l'Autorité de sûreté 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.

Les principaux domaines concernés

• Les incidents significatifs

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

Les 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. La DSIN 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 la DSIN et ses appuis techniques, notamment l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (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'Autorité de sûreté. 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 arrêts programmés des réacteurs de puissance

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

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'Autorité de sûreté 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 DSIN sur proposition de la Division des installations nucléaires compétente.

• Les autres informations présentées 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 des réacteurs à eau sous pression, les relations avec les prestataires, etc.

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.

La DSIN 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'Autorité de sûreté recueille l'avis d'appuis techniques, dont le principal est l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) (DES, DSMR et DPHD). 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.

La manière dont l'Autorité de sûreté requiert l'avis d'un appui technique et, le cas échéant, d'un Groupe permanent, est décrite au chapitre 2 (§ 5 et § 6). Pour les affaires les plus importantes, la DSIN 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'Autorité de sûreté par l'IPSN.

3 LES DÉCISIONS DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ

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

Le dialogue technique entre Autorité de sûreté et exploitant tient une grande place dans l'élaboration des décisions de l'Autorité de sûreté. Ceci ne signifie pas que le consensus doive 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 décisions susceptibles d'être prises, 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'Autorité de sûreté 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'Autorité de sûreté. Ainsi, chaque année, plusieurs arrêts pour entretien et rechargement en combustible des réacteurs à eau sous pression sont prolongés du fait de contrôles ou justifications complémentaires demandés par l'Autorité de sûreté. Un autre exemple est celui de l'unité de bitumage de l'installation de traitement des effluents du Centre d'études du CEA de Saclay, dont l'exploitation a été arrêtée en 1997 par l'Autorité de sûreté en raison de nombreux écarts constatés concernant la maîtrise du risque d'incendie et de l'absence de réflexion engagée par l'exploitant à partir de l'accident survenu sur le même type d'installation à Tokai-Mura (Japon). Le redémarrage de cette unité n'a été autorisé qu'en janvier 1999, après un examen détaillé des équipements et des procédures d'exploitation.

L'application des décisions et des demandes de l'Autorité de sûreté donne lieu à des contrôles, notamment par des inspections. Afin de mieux définir les priorités d'action des exploitants et d'orienter le contrôle par l'Autorité de sûreté, celle-ci s'est attachée, depuis 1997, à mieux hiérarchiser ses demandes et à mieux formaliser leur suivi.

Aux termes de son décret de création du 27 mars 1973, l'Autorité de sûreté a pour mission « de proposer et d'organiser l'information du public sur les problèmes se rapportant à la sûreté nucléaire ».

Afin de satisfaire à cet impératif, l'Autorité de sûreté a engagé depuis plusieurs années une politique d'information qui, au fil du temps, s'est enrichie de pratiques et d'outils nouveaux. Condition nécessaire à la crédibilité de l'information délivrée par l'Autorité de sûreté, cette politique s'appuie sur les valeurs de compétence technique et d'indépendance qui fondent son action d'organisme de contrôle. Elle participe, en outre, à l'expression d'une information pluraliste sur les questions relatives à l'industrie nucléaire et à sa sûreté, dans un contexte où cette information émane en grande partie d'exploitants puissants, organisés et légitimement soucieux de défendre leurs intérêts industriels et commerciaux.

En 1999, les sujets relatifs à l'industrie nucléaire, à sa sûreté et à ses effets sur l'environnement ont suscité une demande médiatique moins forte que les années précédentes mais néanmoins tout à fait significative. L'année 1999 est marquée par l'accident de criticité survenu sur l'installation de Tokai-Mura au Japon qui a causé la mort d'un agent et l'irradiation aiguë de deux autres agents travaillant sur l'installation. Retenons aussi les deux décès accidentels, d'origine non nucléaire, ayant eu lieu sur deux installations françaises : l'usine COGEMA de La Hague et la centrale nucléaire de Flamanville. De plus, l'incident d'inondation survenu à la centrale du Blayais dans la nuit du 27 au 28 décembre, classé au niveau 2 de l'échelle INES, a fait l'objet d'une vive attention de la part des médias, plusieurs jours après l'incident. Les journalistes se sont par ailleurs intéressés à un des sujets faisant l'objet d'une attention soutenue de la part de l'Autorité de sûreté, la radioprotection. L'incident d'irradiation accidentelle, classé au niveau 2 de l'échelle INES, survenu sur un agent de la centrale du Tricastin, a en effet alimenté de nombreux articles. Des sujets tels que la sûreté nucléaire à l'Est, le passage à l'an 2000, le vieillissement des installations nucléaires, la gestion des déchets radioactifs ou les exercices de crise nucléaire ont connu, aussi, une couverture médiatique significative.

La politique d'information de l'Autorité de sûreté nucléaire a continué en 1999 à s'appuyer sur les outils et les pratiques qui lui ont permis, depuis plusieurs années, d'instaurer des échanges réguliers et de qualité avec les médias et le public :

- la diffusion de la revue « Contrôle » a encore progressé, avec une augmentation en 1999 de 11 % du nombre d'abonnés. Faisant appel à une palette variée d'auteurs, « Contrôle » permet pour chacun des thèmes traités l'expression d'un vaste éventail d'opinions, illustrant la volonté d'ouverture de l'Autorité de sûreté aux diverses argumentations qui alimentent le débat - et le font progresser - sur des sujets parfois consensuels, souvent polémiques. Organisées depuis plus de deux ans, les rencontres bimestrielles avec la presse visant à présenter le contenu des dossiers de la revue « Contrôle » attirent désormais un public régulier de journalistes, spécialisés ou non, désireux de s'informer sur des sujets de fond relatifs à la sûreté nucléaire ;
- les rencontres avec la presse ne se sont pas limitées à la présentation des différents dossiers de la revue « Contrôle ». L'actualité de l'année 1999 a en effet nécessité la multiplication des rendez-vous journalistiques, et des sujets tels que la diffusion internationale du rapport sur l'état de la sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Est candidats à l'Union européenne élaboré par l'association WENRA, ou l'application de l'échelle des événements nucléaires (échelle INES) au transport des matières radioactives, ont donné lieu à des conférences de presse ;
- l'Autorité de sûreté a organisé une dizaine d'exercices de crise. Mobilisant d'importants dispositifs humains et techniques aux plans national et local, ces exercices ont notamment pour enjeu l'amélioration de la qualité, de la rapidité et de la cohérence de l'information fournie dans un contexte d'événement nucléaire générant une forte demande médiatique ;
- la politique de formation à la communication et aux relations avec la presse, mise en œuvre en 1998 et destinée à l'ensemble des cadres techniques de l'Autorité de sûreté, s'est poursuivie lors de différents stages spécifiques. Partie intégrante du cursus de formation générale des ingénieurs de l'Autorité de sûreté, cette formation continue à la communication répond à la volonté de les associer plus étroitement à la mission d'information du public qui incombe à l'Autorité de sûreté ;
- l'année 1999 a vu, une fois encore, une augmentation du volume d'activité des CLI, qui se sont impliquées fortement dans le domaine de la préparation à la crise ainsi qu'en matière d'information des populations locales et des médias. Le bureau de la Conférence des présidents de CLI, mis en place à la fin de l'année 1997, s'est réuni à deux reprises au cours de l'année 1999. En outre, des représentants du Bureau de la Conférence et des représentants du CSSIN se sont réunis à l'invitation de M. Lazar, prési-

dent du CSSIN, pour réfléchir à des actions communes d'information entre les CLI et le CSSIN, et plus précisément au projet de création d'un périodique commun. Par ailleurs, la onzième Conférence nationale des présidents de CLI a réuni une centaine de personnes le 15 décembre 1999, à Paris.

1 LES OUTILS D'INFORMATION

1 | 1

Le classement des incidents et accidents nucléaires : l'échelle INES

1 | 1 | 1

Présentation

Depuis l'accident de Three Mile Island et la catastrophe de Tchernobyl, la demande du public en matière d'informations sur les incidents et accidents survenant dans les installations nucléaires est devenue plus forte et exigeante.

A l'instar de ce qui existe dans le domaine des phénomènes naturels comme les séismes, le vent ou les avalanches, la France a mis en place, dès 1987, une échelle de gravité des événements nucléaires. L'OCDE d'abord, l'AIEA ensuite, s'en sont largement inspirées pour concevoir l'échelle INES (International Nuclear Event Scale).

L'échelle INES a été mise en application au plan international en 1991. Elle est destinée à couvrir les événements se produisant dans toutes les installations nucléaires civiles et pendant le transport des matières nucléaires. Elle peut également être étendue, si besoin est, aux irradiateurs, à la production des sources radioactives et à leur utilisation. Une soixantaine de pays applique aujourd'hui INES, que ce soit de façon large comme notamment les principaux pays nucléaires européens, dont la France, ou extrêmement restreinte comme les pays d'Amérique du Nord.

INES est une échelle de communication. Elle est destinée à faciliter la perception par les médias et le public de l'importance en matière de sûreté des incidents et des accidents nucléaires. Elle ne constitue donc pas un outil d'évaluation de sûreté et ne peut, en aucun cas, servir de base à des comparaisons internationales.

A la suite d'une recommandation formulée par le CSSIN, l'échelle INES a été adoptée en France par l'Autorité de sûreté nucléaire en avril 1994. L'application de l'échelle concernait toutes les installations contrôlées par l'Autorité de sûreté nucléaire (réacteurs d'EDF, usines de COGEMA, laboratoires du CEA...).

A l'issue de trois années de pratique de l'échelle INES en France, les principaux utilisateurs de l'échelle - entreprises de l'industrie nucléaire, Autorité de sûreté, journalistes membres du CSSIN -, consultés dans le cadre de ce Conseil, ont estimé que l'échelle INES remplissait bien en France son rôle d'outil d'alerte et de communication sur la gravité des événements nucléaires. Ils ont souhaité que son champ d'application soit étendu, notamment aux installations nucléaires de base classées secrètes et au transport de matières radioactives. L'extension de l'échelle aux installations nucléaires de base classées secrètes a été décidée en 1998 par le Haut Commissaire à l'énergie atomique, Autorité de sûreté de ces installations.

L'extension de l'échelle INES au transport des matières radioactives est devenue effective, par décision de l'Autorité de sûreté nucléaire, le 1^{er} octobre 1999. En effet, l'intention de l'Autorité de sûreté nucléaire était de l'appliquer au transport de matières radioactives dès que possible, après l'avis du CSSIN. Ce sujet a été évoqué lors de la réunion du CSSIN du 15 décembre 1998 ; le président du Conseil a décidé la création d'un groupe chargé de l'examen du projet établi par l'Autorité de sûreté

nucléaire, illustré notamment au travers de l'application du projet à quelques incidents ou accidents des dernières années. Une version modifiée a été présentée lors de la réunion du CSSIN du 24 juin 1999. Plusieurs incidents et accidents passés ont été analysés et classés suivant la version présentée. Le CSSIN a émis un avis favorable à la mise en application de cette version, pour une phase expérimentale d'un an, avant de faire un bilan vers la fin de l'année 2000.

En revanche, les autorités en charge du contrôle des activités nucléaires hors INB (sources radioactives, installations médicales...) n'utilisent pas pour l'instant l'échelle INES.

1 | 1 | 2

L'échelle INES et son application aux installations nucléaires

Seuls les événements ayant un impact sur la sûreté des installations relèvent de cette échelle. Ils sont classés selon 8 niveaux (de 0 à 7) suivant leur importance. Les événements des niveaux 1 à 3 sont qualifiés d'incidents, ceux des niveaux supérieurs (4 à 7) d'accidents. Les événements sans importan-

Structure fondamentale de l'échelle INES

| Critères liés à la sûreté | | | |
|--------------------------------|---|--|---|
| | Conséquences à l'extérieur du site | Conséquences à l'intérieur du site | Dégradation de la défense en profondeur |
| 7 Accident majeur | Rejet majeur : effets étendus sur la santé et l'environnement | | |
| 6 Accident grave | Rejet important susceptible d'exiger l'application intégrale des contre-mesures prévues | | |
| 5 Accident | Rejet limité susceptible d'exiger l'application partielle des contre-mesures prévues | Endommagement grave du cœur de réacteur / des barrières radiologiques | |
| 4 Accident | Rejet mineur : exposition du public de l'ordre des limites prescrites | Endommagement important du cœur de réacteur / des barrières radiologiques / exposition mortelle d'un travailleur | |
| 3 Incident grave | Très faible rejet : exposition du public représentant une fraction des limites prescrites | Contamination grave / effets aigus sur la santé d'un travailleur | Accident évité de peu / perte des barrières |
| 2 Incident | | Contamination importante / surexposition d'un travailleur | Incidents assortis de défaillances importantes des dispositions de sécurité |
| 1 Anomalie | | | Anomalie sortant du régime de fonctionnement autorisé |
| 0 Écart | | Aucune importance du point de vue de la sûreté | |
| Événements hors échelle | | Aucune pertinence du point de vue de la sûreté | |

ce du point de vue de la sûreté sont classés au niveau 0 et qualifiés d'« écarts » ; ceux ne concernant pas la sûreté sont dits « hors échelle ».

Le tableau de la page précédente indique, pour chaque niveau d'événements (de 0 à 7), l'appellation conventionnelle correspondante (en première colonne) et les caractéristiques qui peuvent conduire à un tel classement. Trois critères de classement sont à prendre en compte (colonnes 2, 3 et 4) : les conséquences à l'extérieur du site, les conséquences à l'intérieur du site, et la dégradation des lignes de défense en profondeur de l'installation. Si un événement peut être classé au titre de plus d'un critère, c'est bien entendu le niveau le plus sévère qui est retenu pour le classement d'ensemble.

Les conséquences à l'extérieur du site sont appréciées en termes de rejets radioactifs pouvant toucher le public et l'environnement. Les événements correspondants sont classés au moins au niveau 3 quand la dose reçue par la personne la plus exposée hors du site atteint le dixième environ de la limite annuelle autorisée, et peuvent aller jusqu'au niveau 7 en cas d'accident nucléaire majeur.

Les conséquences à l'intérieur du site peuvent toucher les travailleurs, ainsi que l'état des installations. La contamination ou la surexposition d'un travailleur correspondra à un incident de niveau 2 ; l'exposition mortelle d'un travailleur sera classée au niveau 4 ; un endommagement grave du cœur d'un réacteur, sans conséquence à l'extérieur, sera classé au niveau 5.

Les lignes de défense en profondeur sont les barrières successives (systèmes de sûreté, procédures, contrôles techniques ou administratifs...) interposées entre les produits radioactifs et l'environnement. Leur dégradation, même s'il n'y a pas eu de conséquences effectives, entraîne un affaiblissement de la sûreté et justifie un classement au niveau 1, 2 ou 3. Ce niveau peut être augmenté d'une unité par application d'un « facteur additionnel » en cas de dysfonctionnement organisationnel ou humain notable.

Les procédures détaillées de classement d'un événement dans INES sont décrites dans un « Manuel de l'utilisateur » publié par l'AIEA en 1993, en anglais et en français notamment.

1 | 1 | 3

Exemples d'incidents et d'accidents sur les installations classés sur l'échelle INES *

* Les classements sont effectués par les entités responsables des pays où surviennent les incidents.

Niveau 0

Écarts par rapport au fonctionnement normal des installations, qui n'ont aucune importance en termes de sûreté.

Chaque année en France, plusieurs centaines d'événements déclarés par les exploitants à l'Autorité de sûreté sont classés au niveau 0. En 1999, le nombre d'incidents de niveau 0 a été de 465.

Niveau 1

Anomalie, sortie du régime de fonctionnement autorisé pour cause de défaillance de matériel, d'erreur humaine ou d'insuffisances dans les procédures.

Chaque année, plus d'une centaine d'événements sont classés au niveau 1 en France. En 1999, ce nombre a été de 139.

Niveau 2

Incidents assortis de défaillances importantes des dispositions de sûreté et/ou contamination importante ou surexposition d'un travailleur.

En 1999, 3 incidents ont été classés au niveau 2 en France (cf § 1.1.8)

Niveau 3

Incident grave répondant à l'un ou plusieurs des critères suivants :

- accident évité de peu/perte des barrières ;
- contamination grave/effets aigus sur la santé d'un travailleur ;
- très faible rejet à l'extérieur/exposition du public représentant une fraction des limites réglementaires.

En France : incendie d'un silo de stockage à La Hague (1981).

A l'étranger : perte totale de l'alimentation électrique à la centrale indienne de Narora (1993) ; explosion d'une cuve à Tomsk en Russie (1993) ; contamination importante d'un local et d'un travailleur à la centrale de Tchernobyl en Ukraine (1995) ; incendie et explosion dans une installation d'enrobage en bitume d'effluents faiblement radioactifs à Tokai-Mura au Japon (1997).

Niveau 4

Accident n'entraînant pas de risque important hors du site, répondant à l'un ou plusieurs des critères suivants :

- endommagement important du cœur du réacteur/des barrières radiologiques ;
- exposition mortelle d'un travailleur ;
- rejet mineur/exposition du public de l'ordre des limites réglementaires.

En France : endommagement du cœur du réacteur A1 de Saint-Laurent (1980).

A l'étranger : réaction exothermique dans une cuve de l'usine de retraitement de Sellafield en Grande-Bretagne (1973) ; excursion de puissance, avec décès d'un opérateur, dans un assemblage critique à Buenos-Aires en Argentine (1983) ; accident de criticité survenu sur une installation de fabrication de combustible de Tokai-Mura au Japon, avec irradiation aiguë de trois travailleurs dont l'un est décédé (1999).

Niveau 5

Accident entraînant un risque hors du site relevant de l'un ou de l'autre des critères suivants :

- endommagement grave du cœur du réacteur/des barrières radiologiques ;
- rejet limité susceptible d'exiger l'application partielle de contre-mesures sanitaires.

En France : il n'y a pas eu d'accident de niveau 5.

A l'étranger : fusion partielle du cœur du réacteur à Three Mile Island aux Etats-Unis (1979) ; incendie des empilages de graphite du réacteur 1 de Windscale en Grande-Bretagne (1957).

Niveau 6

Accident grave, avec rejet important hors du site, susceptible d'exiger l'application intégrale des contre-mesures sanitaires prévues.

En France : il n'y a pas eu d'accident de niveau 6.

A l'étranger : explosion d'une cuve de produits radioactifs à l'usine de retraitement de Kyshtym, en URSS (1957).

Niveau 7

Accident majeur avec rejets très importants hors du site et effets étendus sur la santé et l'environnement.

En France : il n'y a pas eu d'accident de niveau 7.

A l'étranger : le seul accident de niveau 7 connu est celui de Tchernobyl en Ukraine (1986).

L'application de l'échelle INES au transport de matières radioactives

Le 1^{er} octobre 1999, après avis favorable du CSSIN, l'application de l'échelle INES au transport de matières radioactives est devenue effective pour une période expérimentale d'un an.

Alors que l'application de l'échelle INES aux installations nucléaires se fonde sur trois types de critères qui sont les conséquences à l'extérieur du site, les conséquences à l'intérieur du site et la dégradation de la défense en profondeur, les transports considérés ayant lieu sur la voie publique, seuls les critères de l'incidence hors site et de la dégradation de la défense en profondeur sont à prendre en compte.

Cependant, le cas du transport sur site peut être traité par application directe des critères de l'échelle INES applicable aux installations ou par l'application des critères de la dégradation de la défense en profondeur.

Enfin, le cas de la perte d'un colis est traité comme une perte de source, conformément aux indications définies dans le manuel d'utilisation de l'échelle INES.

Exemples d'incidents et d'accidents liés au transport classés sur l'échelle INES

La définition de l'échelle INES applicable au transport de matières radioactives est fondée sur l'analyse des incidents et accidents survenus à une date antérieure à sa mise en application. Quelques exemples sont présentés ci-dessous.

Niveau 0

Le 22 mars 1996 : chute d'un conteneur d'hexafluorure d'uranium lors d'un déchargement dans le port du Havre, engendrée par une défaillance électromécanique du palonnier de déchargement mais avec absence de contamination.

Niveau 1

Le 8 février 1999 : transport de combustibles irradiés parti de la centrale du Bugey, dont les vis du couvercle d'un des conteneurs n'étaient pas serrées à la valeur requise ; incident n'ayant eu aucune conséquence pour la population et l'environnement mais reflétant le non-respect d'une exigence figurant dans le certificat d'agrément de l'emballage.

Niveau 2

En 1997, 35 % des convois de combustibles usagés expédiés par EDF présentaient une contamination surfacique excédant les limites réglementaires sans qu'elle ait été déclarée aux autorités de contrôle ni communiquée au public. Ces incidents n'ont pas eu de conséquences sanitaires, mais traduisent une absence de propreté sur les sites exploités par EDF, ceci étant dû notamment à un certain laxisme dans l'exploitation.

Niveau 3

En novembre 1997 : naufrage d'un navire porte-conteneurs, le Carla, transportant notamment trois irradiateurs biologiques renfermant du césium 137 (deux irradiateurs renfermant chacun 65 téra becquerels et le troisième 200 téra becquerels), et coupé en deux au nord des Açores par suite d'un vent violent et du choc d'une vague de très forte puissance. La partie avant du navire a coulé à 3000 mètres de profondeur et l'impact pour la population est de l'ordre du pSv (milliardième de millisievert = 10^{-9} millisievert).

Aucun événement dont le classement sur l'échelle INES serait supérieur à un niveau 3 n'est survenu jusqu'à la fin 1999.

1 | 1 | 6

Utilisation de l'échelle INES en France

Concrètement, tous les événements significatifs pour la sûreté font l'objet de la part des exploitants d'une déclaration sous 24 heures à l'Autorité de sûreté. Cette déclaration comporte une proposition de classement dans l'échelle INES soumise à l'approbation de l'Autorité de sûreté qui est seule responsable de la décision finale de classement.

A travers la pratique régulière du classement INES des incidents, les différents acteurs de la communication - industriels et Autorité de sûreté (émetteurs de l'information) d'un côté, et journalistes (récepteurs et relais de l'information vers le grand public) de l'autre - ont affiné leur propre mode de traitement de l'information.

Du côté de l'Autorité de sûreté nucléaire, l'échelle INES permet de sélectionner, parmi l'ensemble des événements et incidents qui surviennent, ceux qui ont une importance suffisante pour faire l'objet d'une communication de sa part :

- tous les incidents classés au niveau 1 et au-dessus font systématiquement l'objet d'un communiqué publié dans le magazine télématique MAGNUC. Les incidents de niveau 2 et au-dessus sont, de plus, signalés à l'attention des journalistes, par envoi personnalisé de communiqués de presse et contacts téléphoniques ;
- les incidents de niveau 0 ne sont pas systématiquement rendus publics par l'Autorité de sûreté. Ils font l'objet de communiqués MAGNUC dans 3 cas :
 - s'ils sont classés provisoirement, en l'attente du résultat d'investigations complémentaires,
 - s'ils sont intéressants en termes d'analyse ou de méthodologie de sûreté,
 - s'ils présentent un intérêt médiatique particulier.

Du côté des journalistes, le traitement apporté aux incidents a évolué sensiblement, à mesure que la signification des classements INES était mieux connue et maîtrisée, et que la confiance envers les entités émettrices s'établissait sur la base de pratiques systématiques et affichées. Ainsi, les journalistes traitent les incidents de niveau 1 de manière plus rare. Il reste que la fréquence des incidents de bas niveaux ne doit pas conduire à leur banalisation au plan médiatique, et qu'une vigilance permanente doit s'exercer à l'égard de tout incident déclaré et de ses conséquences potentielles.

1 | 1 | 7

Le classement des événements nucléaires sur l'échelle INES en 1999

En 1999, 518 événements significatifs ont fait l'objet d'un classement dans l'échelle INES.

| Classement dans l'échelle INES des événements survenus en 1999 | | | | |
|--|-----------------------|------------------|------------|-----------|
| | REP | Autres réacteurs | Autres INB | Transport |
| | À compter du 01/10/99 | | | |
| | ↓↓↓ | ↓↓↓ | ↓↓↓ | ↓↓↓ |
| Incidents déclarés | 482 | 8 | 117 | 11 |
| Niveaux | | | | |
| 3 et + | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 2 | 3 | 0 | 0 | 0 |
| 1 | 116 | 4 | 19 | 5 |
| 0 | 363 | 4 | 98 | 6 |

Les événements classés au niveau 2 de l'échelle INES en 1999

• **Le 11 mars 1999, sur le site du Tricastin**, un agent EDF a reçu une dose de radioactivité de 340 millisieverts en intervenant sans autorisation dans une zone dite « rouge », zone dont l'accès est strictement réglementé. En raison du dépassement de la limite réglementaire d'exposition aux rayonnements ionisants fixée à 50 millisieverts par an et prochainement ramenée à 20 millisieverts par an, l'Autorité de sûreté nucléaire a classé **au niveau 2** de l'échelle INES cet incident de radioprotection. De plus, un procès-verbal a été dressé par l'inspecteur du travail pour infraction aux dispositions du code de travail sur la radioprotection.

• **Le 22 novembre 1999**, un incident affectant les groupes électrogènes diesel de secours des réacteurs nucléaires d'EDF d'une puissance de 1300 mégawatts a été reclassé **au niveau 2** de l'échelle INES, en raison de son caractère générique. Les défaillances constatées étaient dues à la rupture d'une goupille d'une vanne du circuit de refroidissement du groupe électrogène entraînant le blocage de cette vanne et l'interruption du refroidissement du moteur diesel.

• **Dans la nuit du 27 au 28 décembre 1999**, en raison de conditions de vent et de marée exceptionnelles, les sous-sols de certains bâtiments des réacteurs 1 et 2 de la centrale du Blayais en Gironde ont été inondés. Cette entrée d'eau a endommagé partiellement des pompes et circuits importants de ces mêmes réacteurs et affecté le niveau de sûreté des installations. Compte tenu de l'indisponibilité d'équipements importants, l'Autorité de sûreté a classé cet incident **au niveau 2** de l'échelle INES.

Le magazine télématique MAGNUC

Premier magazine télématique nucléaire développé dans le monde, MAGNUC a été mis en place par l'Autorité de sûreté en 1987 sur recommandation du CSSIN. Il a pris la suite d'une banque de données constituée après l'accident de Tchernobyl et qui avait été consultée par plus de 25 000 personnes.

MAGNUC propose des informations sur la sûreté (source Autorité de sûreté), la santé (source OPRI) et les mesures de radioactivité dans l'environnement (source exploitants nucléaires et IPSN).

Il comporte notamment :

- des informations d'actualité sur le fonctionnement des installations et les événements marquants au plan de la sûreté (rubriques hebdomadaires SUH et mensuelle SUM de l'Autorité de sûreté), et sur la surveillance radiologique du territoire (rubriques SAH et SAM de l'OPRI) ;
- des mesures de radioactivité par site, actualisées tous les mois par les exploitants (EDF, CEA, COGEMA, réseau d'observation de l'IPSN) et accessibles par le code SIM ;
- une présentation et le mode d'emploi de l'échelle INES (rubrique ECH) ;
- des renseignements sur l'organisation de la sécurité nucléaire en France ;
- des définitions et une bibliographie sommaire sur l'énergie nucléaire, la radioactivité, la sûreté et la radioprotection.

La nécessité de rénover le magazine télématique MAGNUC, qui constitue pour le public un moyen pratique et facile de suivi des incidents et d'information sur le nucléaire, a conduit l'Autorité de sûreté nucléaire à créer, au sommaire de la rubrique « sûreté », deux nouvelles sous-rubriques :

- l'une reprenant les communiqués de presse de l'Autorité de sûreté (à différencier des communiqués MAGNUC), et mise à jour le jour même de la diffusion du communiqué à la presse ;
- l'autre relatant des événements intervenant sur les transports des matières radioactives, puisque ceux-ci font l'objet, depuis octobre 1999, d'un classement propre sur l'échelle INES.

Ces modifications permettent ainsi d'offrir une plus grande simplicité d'accès et d'utilisation, assurant une meilleure cohérence entre les informations délivrées sur la sûreté.



Les rubriques d'actualité sont mises à jour régulièrement. Les événements marquants au plan de la sûreté sont mis à jour toutes les semaines, le vendredi après-midi, et concernent l'actualité de la semaine précédente. Enfin, si une information urgente le nécessite, MAGNUC est actualisé immédiatement.

Durant l'année 2000 le travail de rénovation du magazine se poursuivra pour continuer à améliorer l'accès à l'information.

1 | 3

La revue « Contrôle »

Depuis 1978, l'Autorité de sûreté publie tous les 2 mois un bulletin d'information sur la sûreté des installations nucléaires. Ce bulletin, intitulé longtemps « bulletin SN » (bulletin Sûreté Nucléaire), a changé de nom en 1994 : depuis le numéro 100 (octobre 1994), il est devenu « Contrôle, la revue de l'Autorité de sûreté nucléaire », en même temps que se dessinaient un certain nombre d'évolutions.

Le sommaire de la revue « Contrôle » comporte habituellement quatre rubriques qui rendent compte principalement des activités de l'Autorité de sûreté sur une période de 2 mois, et un dossier sur un sujet entrant également dans son champ. Une cinquième rubrique, provisoire, a été créée en juin 1999, portant sur « Le passage à l'an 2000 sur les installations nucléaires ».

1 | 3 | 1

Les quatre rubriques de la revue « Contrôle »

- La rubrique « Les installations » présente, site par site et par ordre chronologique, les informations suivantes :
 - actes réglementaires : autorisations de création, de chargement en combustible, de divergence, de montée en puissance, de rejets d'effluents radioactifs, de mise en service... ;
 - fonctionnement des installations : incidents et anomalies accompagnés de leur niveau de classement dans l'échelle INES ;
 - inspections menées par l'Autorité de sûreté ;
 - événements divers pouvant intéresser la sûreté nucléaire, tels que, par exemple, les réunions de Commissions locales d'information (CLI).
- La rubrique « Le transport des matières radioactives » présente l'activité de l'Autorité de sûreté dans ce domaine qui relève de sa compétence depuis juin 1997.



• Les deux autres rubriques, « En bref... France » et « Relations internationales », informent sur l'activité des différentes entités concernées par la sûreté nucléaire (CSSIN, CLI, CIINB, Groupes d'experts...) et sur les relations internationales en matière de sûreté nucléaire (relations avec les organismes internationaux, relations bilatérales...).

1 | 3 | 2

« Le passage à l'an 2000 sur les installations nucléaires »

La cinquième rubrique provisoire, intitulée « Le passage à l'an 2000 sur les installations nucléaires », a décrit les mesures prises par les exploitants, et particulièrement EDF, et contrôlées par l'Autorité de sûreté nucléaire, afin de prévenir l'éventuel bogue informatique lié au passage à l'an 2000.

1 | 3 | 3

Le dossier

L'Autorité de sûreté a décidé, dès la création de la revue, d'ouvrir les colonnes de « Contrôle » aux opinions les plus diverses. Outre des contributions émanant d'institutions ou de personnalités ayant à connaître par leurs fonctions du thème traité, chaque dossier est complété par des points de vue exprimant les sentiments, les inquiétudes et les interrogations de l'opinion ou des populations riveraines des installations nucléaires, ainsi que l'opinion de groupes hostiles au nucléaire. Si certaines positions peuvent heurter par un parti pris parfois très catégorique, la publication de ces points de vue - qui ne saurait constituer une caution de leur contenu - contribue à instaurer les conditions d'un débat plus large, et favorise l'émergence d'une information pluraliste et crédible, prenant en compte davantage les préoccupations et les attentes de l'opinion.

1 | 3 | 4

L'année 1999

Les sujets traités en 1999 ont été les suivants :

- mars → La sûreté nucléaire en 1998 (n° 127)
- avril → Les réacteurs expérimentaux et de recherche (n° 128)
- juin → Le vieillissement des installations nucléaires (n° 129)
- août → Sites contaminés et déchets radioactifs anciens (n° 130)
- octobre → Les systèmes informatiques dans l'industrie nucléaire (n° 131)
- décembre → Le retour d'expérience des exercices de crise nucléaire (n° 132)

La revue « Contrôle » est éditée en moyenne à 7000 exemplaires. Sa diffusion touche, en France, les élus nationaux et locaux, les médias, les exploitants et administrations concernés, les membres du CSSIN, les particuliers - sur simple demande - et, à l'étranger, les Autorités de sûreté des pays avec lesquels la DSIN a des relations suivies.

Les « rendez-vous » avec la presse, organisés tous les deux mois à chaque parution de « Contrôle », voient la participation régulière de journalistes de la presse spécialisée et généraliste. Ces présentations de dossiers offrent une occasion de rencontre et de dialogue, propice au recul et à la réflexion car sans enjeu fort de communication. Elles constituent en outre un rendez-vous utile à la fois pour les journalistes désireux de mettre à jour leurs connaissances sur des dossiers de fond, et pour les intervenants de l'Autorité de sûreté, qui trouvent à travers ces rencontres une occasion de se confronter aux questions de la presse. L'année 1999 a été marquée par un nombre croissant de journalistes présents aux conférences de présentation de chacun des nouveaux dossiers.

1 | 4

Les autres publications

1 | 4 | 1

Le rapport annuel : « La sûreté nucléaire en France en 1999 »

Le rapport annuel de l'Autorité de sûreté nucléaire rend compte de l'ensemble des actions de l'Autorité de sûreté au cours de l'année écoulée pour contrôler et améliorer la sûreté des installations nucléaires civiles françaises, ainsi que la sûreté du transport des matières radioactives.

L'élaboration de ce rapport constitue en outre une occasion privilégiée pour dresser chaque année un état complet des évolutions comme des difficultés constatées, en termes techniques et en termes

d'organisation, au sein des entreprises exploitantes et dans l'ensemble des institutions et organismes en charge de missions ayant trait à la sûreté nucléaire. Ce rapport permet aussi d'élargir le champ de réflexion aux projets et perspectives futurs en matière de sûreté nucléaire.

De nombreux partenaires étrangers - et notamment les Autorités de sûreté des différents pays - sont destinataires de ce rapport et de sa synthèse. Depuis 1996, le rapport est intégralement traduit en anglais pour favoriser les échanges entre Autorités de sûreté et informer tous les acteurs étrangers du secteur nucléaire.

1 | 4 | 2

Le recueil des textes réglementaires sur la sûreté nucléaire

L'Autorité de sûreté a fait publier par la Direction des Journaux officiels en juin 1999 la quatrième édition du recueil des textes réglementaires sur la sûreté nucléaire. Ce document intitulé « Sûreté nucléaire en France - Législation et réglementation » est disponible auprès de la Direction des Journaux officiels, sous le numéro 1606, au prix de 208 francs (31,71 euros).

1 | 5

Le site Internet de l'Autorité de sûreté nucléaire :

- ▶ www.autorite-de-surete-nucleaire.gouv.fr *ou*
- ▶ www.asn.gouv.fr

Parmi les objectifs d'élaboration d'un système cohérent de communication externe, figurait au programme de l'année 1999 le projet de création du site Internet de l'Autorité de sûreté nucléaire. Il s'inscrit dans la démarche « Système d'information » de l'Autorité de sûreté et contribue, au même titre que les autres services de communication externe, à l'information du public.

Ce site sera accessible au public, aux adresses citées ci-dessus, dans le courant de l'année 2000. Il offrira une présentation détaillée de l'Autorité de sûreté nucléaire, ses missions, ses domaines d'activités, ses relations internationales, ses différentes publications et supports d'informations ainsi que des textes réglementaires liés à ses activités et mettra à disposition toute l'actualité sur la sûreté nucléaire tels que les communiqués de presse, dossiers de presse... Par ailleurs, ce site contiendra une partie spécifique réservée à la présentation de chaque Division des installations nucléaires (DIN). Un espace y sera réservé aux Commissions locales d'information (CLI) et au Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN), ces deux derniers gérant en propre leur espace et assurant directement leurs mises à jour.

2 L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ ET LES MÉDIAS

2 | 1

Les relations avec la presse

L'Autorité de sûreté nucléaire mène depuis une dizaine d'années une politique de relations suivies avec la presse, principal relais vers l'opinion. Cette politique prend les formes classiques de conférences de presse organisées pour la présentation du rapport annuel, pour la présentation bimestrielle de la revue « Contrôle » et à l'occasion d'événements particuliers nécessitant un rendez-vous avec les

journalistes intéressés, de communiqués de presse, de contacts directs et réguliers avec les médias nationaux et régionaux, etc.

Les informations délivrées aux médias par l'Autorité de sûreté sous la forme de communiqués de presse concernent pour l'essentiel :

- l'exercice du pouvoir réglementaire régissant la vie des installations nucléaires (démarrages d'installations, autorisations de rejets dans l'environnement...);
- les incidents d'une certaine importance sur le parc nucléaire français, en particulier les incidents de niveau 2 et au-delà sur l'échelle INES;
- les dossiers « sensibles » tels que le traitement des déchets nucléaires.

L'année 1999 a été caractérisée par une demande médiatique moins forte que les années précédentes mais néanmoins tout à fait significative.

- Cette demande médiatique s'est en particulier manifestée lorsqu'un accident de criticité est survenu le 30 septembre 1999 dans une usine de fabrication de combustible de Tokai-Mura, au Japon. Cet accident, classé au niveau 4 de l'échelle internationale des événements nucléaires, qui a causé l'irradiation grave de trois agents travaillant sur le site (et la mort d'un de ces agents presque trois mois après), a en effet suscité de nombreuses questions de la part des médias. Les journalistes souhaitaient s'informer auprès des autorités et experts français compétents afin, d'une part, de comprendre ce qui s'était réellement produit sur l'installation de Tokai-Mura et ce que le risque de criticité pouvait engendrer et, d'autre part, de savoir si un tel accident pouvait dans les mêmes conditions survenir en France (voir chapitre 13).

- Un des événements marquants de l'année 1999 ayant fait l'objet d'une attention particulièrement soutenue de la part des médias comme de l'Autorité de sûreté concerne la radioprotection. Il s'agit d'un incident survenu à la centrale du Tricastin : le 11 mars 1999, un agent EDF a reçu une dose de radioactivité de 340 millisieverts alors que le seuil réglementaire est fixé à 50 millisieverts par an et sera prochainement ramené à 20 millisieverts par an. Cet incident, classé au niveau 2 de l'échelle INES, a en effet révélé que la réglementation en matière de radioprotection n'était pas respectée, mettant gravement en cause les procédures appliquées par EDF pour assurer la protection contre les rayonnements ionisants des personnes travaillant dans ses centrales. Cet incident de radioprotection a largement suscité l'attention des médias locaux et nationaux, soucieux de déterminer les causes et les conséquences d'un tel incident. Cette attention s'est encore davantage marquée lorsque, quelques jours plus tard, l'Autorité de sûreté a publié son rapport annuel sur la sûreté nucléaire de l'année 1998 qui dénonçait notamment « l'endormissement de certains responsables d'EDF, le laisser-faire ou l'oubli de choses très simples » constatés sur divers sites.

- Second événement marquant de l'année 1999, l'incident survenu à la centrale du Blayais dans la nuit du 27 au 28 décembre 1999 et classé au niveau 2 de l'échelle INES. En raison de conditions de vent et de marée exceptionnelles, les sous-sols de certains bâtiments des réacteurs 1 et 2 de la centrale du Blayais en Gironde ont été inondés par l'intermédiaire de galeries techniques souterraines, ce qui a endommagé des pompes et des circuits importants de ces réacteurs et affecté le niveau de sûreté des installations de la centrale. Alors que la France était touchée, d'une part, par une forte tempête qui a causé de nombreux dégâts sur une bonne partie du territoire, endommageant notamment, et de manière importante, le réseau électrique, et, d'autre part, par la marée noire causée par le naufrage de l'Erika, la majorité des journalistes, dans ce contexte de saturation médiatique, ne se sont intéressés à l'incident du Blayais que plusieurs jours après celui-ci. C'est un article du quotidien régional Sud-Ouest, paru le 5 janvier 2000, affirmant, à tort, que « le scénario catastrophe avait été frôlé de justesse », qui a provoqué une forte pression médiatique régionale comme nationale, les médias étant soucieux de comprendre ce qui s'était réellement passé. De ce fait, la conférence de présentation de la revue Contrôle n°132, le 14 janvier 2000, a largement été consacrée à l'incident du Blayais et s'est conclue sur la volonté de l'Autorité de sûreté d'associer les représentants des médias au retour d'expérience de cet incident afin de déterminer les meilleures formes et voies d'information du public dans un contexte de saturation médiatique.

- Le premier semestre de l'année 1999 a connu de nombreuses questions des journalistes désireux de connaître l'état d'avancement du projet de loi sur l'organisation de la transparence et du contrôle de la sûreté nucléaire. Ce projet, en application des décisions prises par le Premier ministre en 1998, visait à créer une Autorité administrative indépendante, tout en renforçant le contrôle de la radioprotection et en améliorant l'information du public. Après avis défavorable du Conseil d'Etat, la réforme du contrôle de la sûreté nucléaire a été reportée à une date ultérieure, ce qui a provisoirement clos les échanges avec les médias sur ce sujet.

- Les événements relatifs au transport des matières radioactives ont aussi bénéficié du regard attentif des médias et de l'Autorité de sûreté. L'année 1999 marque de plus une étape importante dans l'appréciation de la gravité des incidents de transport puisqu'elle correspond à l'adaptation de l'échelle INES au transport de matières radioactives, mise en vigueur au mois d'octobre 1999. Pour l'occasion, une conférence de presse de présentation de l'échelle a été organisée par l'Autorité de sûreté pour permettre aux journalistes une meilleure compréhension de cet outil de communication (cf. § 1|1). Les événements survenus sur les transports ont eu un impact médiatique varié. Notons particulièrement les faits suivants :

- le 8 février 1999, sur un transport de combustibles irradiés parti de la centrale du Bugey, il a été découvert que les vis du couvercle d'un des conteneurs transportés n'étaient pas serrées à la valeur requise. Cet incident, sans conséquence pour la population et l'environnement, a reflété néanmoins le non-respect d'une exigence figurant dans le certificat d'agrément de l'emballage. L'impact médiatique direct se révéla faible mais de nombreuses questions affluèrent au sujet de la reprise des transports de matières radioactives, particulièrement de ceux entre la France et l'Allemagne qui avaient été suspendus après la découverte de transports contaminés au mois de mai 1998 ;

- le 9 octobre 1999, un camion transportant 900 détecteurs de fumée équipés de pastilles d'américium 241 a été détruit dans un incendie accidentel sur l'autoroute près de Langres dans la Haute-Marne. Aucun impact sanitaire ni environnemental n'a été détecté. Cependant les journalistes nationaux comme locaux se sont interrogés, d'une part, sur les conditions du transport et la réglementation qui s'y appliquait, dans la mesure où le chauffeur ignorait la présence de matières radioactives, et, d'autre part, sur les conditions de stockage des déchets provenant de l'incendie.

- La sûreté nucléaire des pays de l'Europe de l'Est a continué d'être l'objet d'une attention soutenue des médias. En mars 1999, l'Association WENRA (Western European Nuclear Regulators Association), Association des Autorités de sûreté des pays de l'Europe de l'Ouest, a publié un rapport sur l'état de la sûreté nucléaire dans les pays de l'Europe de l'Est candidats à l'entrée dans l'Union européenne (voir chapitre 6). Les conclusions de ce rapport ont largement été reprises par les médias nationaux et régionaux, rappelant systématiquement l'accident survenu à la centrale de Tchernobyl en 1986.

- Le vieillissement des installations nucléaires, dossier présenté à l'occasion de la sortie de la revue « Contrôle » n° 129 du mois de juin 1999, a engendré de nombreuses questions de la part des journalistes curieux de connaître la longévité du parc nucléaire français, certaines centrales d'EDF atteignant l'âge de 30 ans dans la première décennie du 21^e siècle. Cette présentation est d'ailleurs venue relancer les questions concernant l'état d'avancement du projet EPR. Réacteur du futur de conception franco-allemande, ce projet a provoqué des interrogations régulières de la part des journalistes, notamment lorsque l'Allemagne annonça un changement de politique énergétique consistant en l'abandon progressif du nucléaire.

- Le dossier consacré aux sites contaminés et déchets radioactifs anciens, présenté dans la revue « Contrôle » n° 130 du mois d'août, a aussi bénéficié d'une couverture médiatique importante. Plusieurs supports nationaux et locaux ont insisté sur la nécessité de rénover à court terme les sites d'entrepôts contenant des déchets radioactifs à vie longue car certains d'entre eux ne correspondent plus aux normes de sûreté actuelles.

- L'Autorité de sûreté organise régulièrement des exercices de crise nucléaire en vue de se préparer à la gestion d'un accident nucléaire. En 1999, de nombreux journalistes ont porté une attention soutenue à l'organisation de la crise et au déroulement de ces exercices. L'exercice organisé sur le site de Nogent-sur-Seine a notamment été médiatisé. En effet, cet exercice prévoyait, et ce, pour la première fois en France, l'évacuation réelle d'une commune, La Saulsotte, située aux alentours de la centrale de

Nogent. Cet exercice a donné lieu non seulement à la gestion d'une pression médiatique simulée, jouée comme à chaque exercice par des journalistes conventionnés à cette fin, mais aussi à une forte pression médiatique réelle des journalistes présents à La Saulsotte.

- Le passage à l'an 2000 dans les installations nucléaires a largement suscité l'intérêt des médias, qui souhaitaient connaître l'ensemble des dispositions et mesures prises par les exploitants, sous le contrôle de l'Autorité de sûreté, afin d'éviter tout bogue informatique. Outre une présentation à la presse du bilan dressé par l'Autorité de sûreté de l'état de la sûreté des installations pour le passage à l'an 2000, un rapport a été remis aux ministres chargés de l'industrie et de l'environnement et rendu disponible sur leurs sites Internet respectifs.

- Enfin, les deux décès accidentels, d'origine non nucléaire, survenus sur les sites de COGEMA La Hague et d'EDF à Flamanville ont engendré quelques questions auprès de l'Autorité de sûreté et ont suscité de nombreux articles de presse. En effet, le 24 septembre 1999, un agent de l'usine de La Hague qui effectuait une opération de maintenance au fond d'un conteneur a été asphyxié et est décédé à l'hôpital quelques jours après. Le 3 octobre suivant, un agent de la société Wanner, qui intervenait sur un des réacteurs de la centrale de Flamanville dans des conditions imposant le port d'un heaume ventilé, décédait des suites de problèmes respiratoires.

2 | 2

L'intervention des médias en situation de crise

L'Autorité de sûreté doit se tenir prête à répondre aux attentes fortes d'information qui se manifesteraient si un incident grave survenait sur une installation nucléaire. Aussi, les exercices de crise régulièrement organisés au rythme d'une dizaine par an intègrent-ils pour une large partie d'entre eux une pression médiatique. Cette pression médiatique, simulée par des journalistes conventionnés pour l'exercice, est destinée à évaluer la réactivité face aux médias de l'Autorité de sûreté et des ministères concernés regroupés au sein d'une cellule d'information, ainsi que la cohérence et la coordination des messages délivrés par les différents acteurs : exploitants et pouvoirs publics, au niveau national et local (cf. chapitre 7).

Par ailleurs, il arrive fréquemment qu'une demande médiatique « réelle » s'exerce à l'occasion des exercices, les journalistes s'attachant à observer le fonctionnement des circuits de décision et d'information, le déploiement sur le terrain des équipes de secours, les opérations de mise à l'abri ou d'évacuation des populations organisées pour l'exercice, l'absorption simulée de comprimés d'iode stable.

2 | 3

La formation à la communication et aux relations avec la presse au sein de l'Autorité de sûreté

Une politique de formation à la communication a été mise en place pour l'ensemble des cadres techniques intervenant au niveau central (DSIN) et régional (DIN). Son objectif est de sensibiliser les membres de l'Autorité de sûreté à l'importance de la communication, en particulier en situation de crise, et d'affiner leur perception des spécificités et des exigences du métier de journaliste à travers des exercices, des visites de grands médias et des échanges avec des journalistes de la presse écrite, de la radio et de la télévision.

Cette politique de formation à la communication s'est traduite par l'organisation de 4 stages en 1999, portant sur la rédaction de communiqués de presse et de textes diffusés par l'intermédiaire du magazine télématique MAGNUC, le média-training, le rôle de la presse et des médias, la pratique de l'interview par un journaliste de radio ou de télévision. Un nouvel ensemble de stages sera proposé chaque année aux ingénieurs selon leur niveau de responsabilités et fera partie intégrante du cursus de formation requis pour les ingénieurs appartenant à l'Autorité de sûreté.

3 L'INFORMATION EN RÉGION

L'information du public fait partie des devoirs fondamentaux de l'Autorité de sûreté. Ce devoir concerne de plus en plus les régions et les contrôleurs de terrain que sont les DRIRE.

3 | 1

Les DRIRE et l'information en région

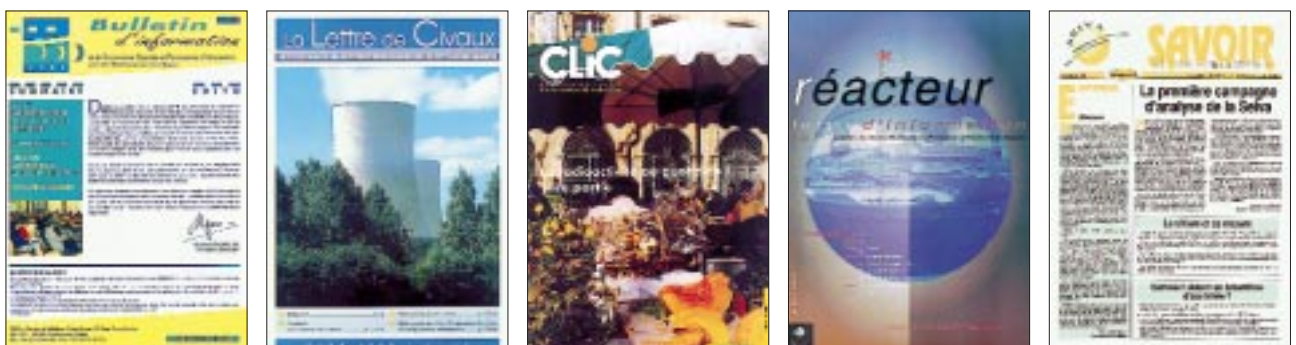
Certaines DRIRE organisent depuis plusieurs années une conférence de presse annuelle destinée à présenter le bilan de leur activité de contrôle des installations et transports nucléaires. Cette démarche rencontre un écho favorable auprès des médias locaux, soucieux d'apporter aux populations qui vivent dans le voisinage des installations nucléaires un éclairage précis, et souvent plus fouillé que dans les médias nationaux, sur leur niveau de sûreté. De la même façon, les interventions des représentants des DRIRE lors des réunions des Commissions locales d'information contribuent de façon importante à améliorer la compréhension par les médias locaux des questions liées à la sûreté nucléaire.

3 | 2

Les Commissions locales d'information

Les Commissions locales d'information (CLI) sont placées auprès des grands équipements énergétiques, principalement nucléaires. Ces Commissions, créées à l'initiative des Conseils généraux à la suite des recommandations d'une circulaire du Premier ministre du 15 décembre 1981, ont une double mission : une mission de suivi de l'impact de ces grands équipements énergétiques et une mission d'information des populations par les moyens qu'elles jugent les plus appropriés. Pour ce faire, elles doivent disposer :

- des informations nécessaires, notamment celles transmises par les industriels, ainsi que par les administrations qui les contrôlent ;
- de financements qui doivent, aux termes de la circulaire précitée, être pris en charge par les collectivités territoriales bénéficiant des retombées économiques de l'équipement en cause.



Ces Commissions doivent s'attacher à développer autant que possible leur propre réflexion et adopter une attitude interrogative vis-à-vis de leurs divers interlocuteurs (industriels et services de l'Etat notamment). Elles sont composées d'élus locaux (généralement la moitié de l'effectif), de représentants d'associations de défense de l'environnement, de syndicalistes, de socio-professionnels et de représentants des pouvoirs publics.

Afin d'aider les CLI à développer leur action, un soutien technique et logistique des DRIRE a été mis en œuvre, qui peut aller jusqu'à la mise à disposition de locaux ou de personnel. Une aide financière sous la forme d'une dotation annuelle spéciale de 2,5 millions de francs est mise en place depuis 1993 sur le budget du ministère chargé de l'industrie. Elle permet d'assurer le financement de 50 % des frais de fonctionnement et d'expertise diversifiée des CLI qui le demandent, et jusqu'à 100 % du coût d'opérations d'information du public.

Depuis la décision du CSSIN du 2 juin 1994, les dossiers soumis au Conseil, ainsi que les avis rendus par ce dernier, sont systématiquement transmis, sauf avis contraire particulier, aux présidents des CLI, à fin de diffusion aux membres des Commissions qu'ils président.

Il existe, pour améliorer les échanges d'informations et d'expérience entre les différentes Commissions, ainsi que le dialogue entre ces dernières et le Gouvernement, une Conférence nationale des présidents de CLI - généralement les présidents des Conseils généraux concernés - qui peut émettre des recommandations en vue notamment d'améliorer l'information du public sur les grands équipements en cause. Théoriquement annuelle, cette Conférence ne l'est véritablement devenue qu'à partir de 1993. Et c'est seulement depuis 1995 qu'une présentation du rôle et des activités du CSSIN est assurée à l'occasion de celle-ci. La 11^e Conférence nationale des présidents de CLI s'est tenue à Paris le 15 décembre 1999.

L'année 1999 a vu, une fois encore, le volume d'activité des CLI connaître une augmentation significative (fréquence des réunions plénières, mais surtout des comités de pilotage ou des sous-commissions spécialisées, organisation de conférences et de visites thématiques...) :

- la participation des CLI à l'effort de préparation à la crise est restée en 1999 à un niveau relativement élevé, en raison notamment de l'implication des CLI dans les exercices nationaux de crise ;
- l'effort d'information du public est toujours en augmentation avec un suivi régulier des travaux des CLI par la presse locale, la publication d'informations sous une forme mieux adaptée au grand public et la poursuite d'opérations d'information ciblées sur des publics particuliers par certaines CLI. Il convient à ce sujet de signaler la parution du premier numéro du bulletin de la CLI de Belleville ;
- des colloques ont été organisés par quelques CLI : un colloque sur le thème « radioactivité et médecine » par la CLI de Flamanville et un colloque sur le thème « facteurs humains » par la CLI de Paluel-Penly. En outre, des CLI ont traité de sujets techniques : le passage à l'an 2000, le suivi du vieillissement de la cuve d'un réacteur, les systèmes de surveillance de l'environnement et des effluents, le traitement des amibes, les transports contaminés et les plans de propreté, le renouvellement des arrêtés de prise d'eau et de rejets, la distribution des pastilles d'iode, les missions internationales de l'OSART et de WANO, etc. Enfin, des membres de la CLI de Golfech participent à des inspections du CNPE de Golfech aux côtés de l'Autorité de sûreté.

Cette année encore, et à la lueur des informations disponibles sur l'activité des commissions, il faut constater que certaines situations locales pourraient être améliorées :

- certains sites nucléaires ne sont toujours pas dotés de CLI, malgré la bonne volonté des exploitants eux-mêmes (Centres d'études du CEA de Grenoble et Fontenay-aux-Roses) ;
- la réalité de l'action de certaines CLI, censées exister parfois depuis plusieurs années, reste toujours à démontrer.

Le Bureau de la Conférence des présidents de CLI, mis en place à la fin de l'année 1997 et dont la DSIN assure le secrétariat, s'est réuni à deux reprises au cours de l'année 1999, le 22 juin et le 17 novembre. En outre, le 20 septembre, des représentants du Bureau de la Conférence et des représentants du CSSIN se sont réunis à l'invitation de M. Lazar pour réfléchir à des actions communes d'information entre les CLI et le CSSIN, et plus précisément au projet de création d'un périodique commun.

La 11^e Conférence nationale des présidents des Commissions locales d'information

La 11^e Conférence nationale des présidents de CLI s'est tenue le 15 décembre 1999 à Paris, à l'initiative des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie.

Cette Conférence annuelle a réuni, outre les présidents de CLI, des représentants des Conseils généraux et des préfectures de départements dotés ou susceptibles d'être dotés de CLI et des autres ministères concernés par les thèmes retenus de cette 11^e Conférence. Participaient également à cette manifestation des membres du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires, des représentants des DRIRE et de l'administration centrale, soit environ 110 personnes.

La Conférence s'est déroulée sur une journée entière. Les participants ont pu ainsi travailler au cours de l'après-midi au sein d'ateliers thématiques.

Au cours de la séance plénière de la matinée, les participants ont pu entendre et discuter des communications portant sur les sujets suivants :

- le bilan annuel de l'inspection du travail dans les centrales électriques ;
- les relations entre les CLI et le CSSIN ;
- l'accident de Tokai-Mura et le retour d'expérience de cet accident en France ;
- l'exercice de crise de Nogent-sur-Seine et le retour d'expérience des exercices de crise ;
- la présentation de la maquette du site Internet de l'Autorité de sûreté nucléaire et du projet de site Internet des CLI.

Après la pause du déjeuner qui a donné lieu à une intervention de M. Christian Pierret, secrétaire d'Etat à l'industrie, trois ateliers animés par les présidents des CLI de Golfech, de Nogent-sur-Seine et de Saint-Laurent se sont tenus sur les deux thèmes suivants :

- le rôle de la CLI dans la préparation de la crise ;
- le rôle d'information de la CLI.

Le directeur de cabinet de M^{me} Dominique Voynet, ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement, est intervenu à l'issue des conclusions de ces ateliers, et cette manifestation a été clôturée par le Directeur de la sûreté des installations nucléaires.

**Christian Pierret, secrétaire d'Etat à l'industrie,
à la 11^e conférence nationale des présidents
de CLI le 15 décembre 1999**



4 PERSPECTIVES

La loi sur le contrôle du nucléaire, dont la préparation a été annoncée par le Gouvernement en décembre 1998, devra définir précisément les conditions d'exercice, par les citoyens, de leur droit à l'information sur la sûreté nucléaire. Mais l'Autorité de sûreté, confortée par les débats qui avaient animé son 25^e anniversaire, considère qu'il est dès maintenant possible, sans attendre l'entrée en application d'une telle loi, d'améliorer, pour ce qui la concerne, l'accès du public à l'information.

C'est ainsi que l'Autorité de sûreté a engagé une réflexion visant à améliorer l'accès direct par le public à ses propres décisions et prises de position. La plupart des documents constitués par exemple par les prescriptions techniques imposées aux exploitants ou par les observations émises à la suite d'une inspection constituent des documents administratifs qui peuvent déjà être communiqués à ceux qui les demandent. Cette voie d'accès reste néanmoins aléatoire : elle nécessite d'avoir connaissance de l'existence d'une telle prise de position et d'engager une démarche volontaire pour en obtenir copie. L'exemple de certains pays étrangers montre qu'il est possible d'améliorer ce dispositif.

Le site Internet de l'Autorité de sûreté devrait constituer le moyen privilégié de mise à disposition de ces documents de travail. La perspective d'un déménagement de l'échelon parisien de l'Autorité de sûreté constitue également une occasion de créer un lieu largement ouvert dans lequel chacun pourrait consulter les documents émis par l'Autorité de sûreté.

Une telle initiative ne sera pas sans conséquence sur les autres actions d'information menées par l'Autorité de sûreté. En particulier, la mise à disposition générale du public de « documents bruts » destinés aux exploitants nécessitera que soient données par ailleurs les explications nécessaires pour que chacun puisse en saisir la portée et le sens. Les moyens à mettre en œuvre à cette fin font également partie des thèmes des réflexions en cours.

Dès le 27 mars 1973, dans le décret de création de la DSIN, l'Autorité de sûreté se voyait assigner dans le domaine international des missions qui, comme ses autres activités, se sont développées et enrichies 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 et :
 - d'améliorer sa connaissance du fonctionnement réel de ces Autorités de sûreté et d'en tirer les leçons pour son propre fonctionnement ;
 - 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. Cette démarche se décline dans plusieurs directions :
 - aider à la diffusion des positions françaises sur certains thèmes, par exemple les déchets de très faible activité ;
 - apporter une assistance aux pays qui souhaitent créer ou faire évoluer leur Autorité de sûreté nucléaire, tels les pays de l'ex-URSS, les pays d'Europe centrale et orientale, ainsi que les pays émergents dans les autres continents ;
 - aider à leur demande les Autorités de sûreté étrangères qui doivent délivrer des autorisations réglementaires pour du matériel nucléaire d'origine française.

- Fournir aux pays concernés toutes les informations utiles sur les installations nucléaires françaises situées à proximité de leurs frontières.

Ces objectifs sont poursuivis dans le cadre d'accords bilatéraux, mais également au travers de la participation de l'Autorité de sûreté aux travaux coordonnés par des organismes internationaux comme l'AIEA et l'OCDE et par l'Union européenne.

1 LES RELATIONS MULTILATÉRALES

1 | 1

L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA)

Les activités de l'AIEA dans le domaine de la sûreté nucléaire 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 concernés. Les questions relatives à la sûreté nucléaire ont à l'évidence des implications à l'échelle mondiale ; il est donc important que ces activités se développent et que leur efficacité se renforce. L'Autorité de sûreté y participe activement pour ce qui la concerne.

Ces activités consistent notamment en :

- l'organisation de groupes de réflexion à différents niveaux et la rédaction de textes, appelés « Normes de sûreté » ou « Safety standards », décrivant les principes et pratiques de sûreté ; les Etats membres peuvent utiliser ces textes comme base de leur réglementation nationale. Cette activité est désormais suivie, depuis le début de 1996, par une commission, l'ACSS (Advisory Commission on Safety Standards), composée de représentants au plus haut niveau des Autorités réglementaires de pays membres et chargée de donner des avis au directeur général de l'Agence : la France est représentée au sein de cette commission par le directeur de la DSIN. Cette commission coordonne le travail de quatre comités chargés de suivre l'élaboration des documents dans quatre domaines : NUSSAC

(NUclear Safety Standards Advisory Committee) pour la sûreté des réacteurs, RASSAC (Radiation Safety Standards Advisory Committee) pour la radioprotection, TRANSSAC (TRANsport Safety Standards Advisory Committee) pour la sûreté des transports de matières radioactives et WASSAC (Waste Safety Standards Advisory Committee) pour la sûreté de la gestion des déchets radioactifs. La France est représentée dans chacun de ces comités, la DSIN dirigeant la représentation française dans les comités NUSSAC, TRANSSAC et WASSAC.

Ces « Normes de sûreté », approuvées par l'ACSS et publiées sous la responsabilité du directeur général de l'AIEA, se déclinent en trois niveaux de documents : Fondements de sûreté, Prescriptions de sûreté et Guides de sûreté. Les premiers nouveaux documents, élaborés en révision de ceux qui ont cours, ont été publiés en 1999 : ils concernent la radioprotection et la gestion des déchets radioactifs ; nombre d'autres, approuvés en 1999, seront publiés en 2000 ;

- la mise à disposition des États membres de « services » destinés à leur donner des avis sur des aspects particuliers intéressant la sûreté. S'inscrivent dans cette catégorie les missions OSART, ASSET, IRRRT, WATRP, etc. En 1999, une mission OSART s'est déroulée en France à la centrale du Bugey en mars et une mission de suivi OSART à la centrale de Paluel en juin.

Enfin, un inspecteur de l'Autorité de sûreté est mis à la disposition de l'AIEA depuis avril 1998 pour une période de trois ans. Spécialiste des déchets radioactifs, il est affecté, au sein du Département de sûreté nucléaire, à la Division de radioprotection et de sûreté des déchets et travaille sur le programme RADWASS. Début 1999, il a été nommé secrétaire scientifique du comité WASSAC.

1 | 2

L'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN)

L'AEN, créée en 1958, comprend tous les pays de l'OCDE à l'exception de la Nouvelle-Zélande, ainsi que la Corée, le Mexique, la République Tchèque et la Hongrie. Son principal objectif est de promouvoir la coopération entre les gouvernements des pays participants pour le développement de l'énergie nucléaire en tant que source d'énergie sûre, acceptable du point de vue de l'environnement et économique.

Au sein de l'AEN, l'Autorité de sûreté participe aux travaux du Comité sur les activités nucléaires réglementaires (CANR). Au cours de ses deux réunions annuelles, le CANR a en particulier examiné le développement et la mesure de l'efficacité des Autorités de sûreté et a mis en place un système de notification mutuelle en temps réel via Internet de possibles incidents à l'occasion du passage à l'an 2000.

Le groupe de travail sur les pratiques d'inspection (WGIP : Working Group on Inspection Practices), au cours des deux réunions qu'il a tenues en 1999, s'est particulièrement intéressé à l'évaluation de l'efficacité des inspections et à l'identification de bonnes pratiques en matière d'inspection. Un représentant de l'Autorité de sûreté française a été élu président de ce groupe en 1999.

L'Autorité de sûreté participe également aux travaux du groupe qui examine les problèmes liés aux déchets radioactifs (RWMC : Radioactive Waste Management Committee), qui réunit les Autorités de sûreté et les organismes chargés de la gestion des déchets.

1 | 3

L'Union européenne

L'Autorité de sûreté participe à trois groupes de travail animés par la Commission européenne et destinés à confronter certaines pratiques de sûreté dans les pays membres de l'Union. Courant 1999, la Commission a décidé unilatéralement de mettre fin aux activités d'un groupe (le RSWG : Reactor Safety Working Group, auquel participaient l'Autorité de sûreté, EDF et Framatome), indiquant

qu'elle envisageait de le remplacer par un groupe associant Autorités de sûreté et exploitants d'Europe de l'Ouest et de pays candidats à l'entrée dans l'Union européenne. Les intentions finales de la Commission ne sont pas encore connues.

1 | 4

La convention sur la sûreté nucléaire

La convention sur la sûreté nucléaire a été négociée à la suite de l'accident de Tchernobyl. Ses articles décrivent les bonnes pratiques dans le domaine de la sûreté des réacteurs électronucléaires civils fixes. Les parties contractantes, en la ratifiant, s'engagent à fournir un rapport décrivant de quelle façon elles mettent en œuvre ces bonnes pratiques, les rapports des différentes parties contractantes étant examinés lors d'une réunion de revue au cours de laquelle chacune peut poser les questions qu'elle souhaite soulever. La convention est entrée en vigueur en octobre 1996 après que vingt-deux pays, dont dix-sept « nucléaires », l'eurent ratifiée.

La première réunion de revue des parties contractantes a eu lieu à Vienne au siège de l'AIEA du 12 au 23 avril. Certaines parties contractantes avaient reçu jusqu'à 250 commentaires et questions, la France pour sa part n'en ayant reçu qu'environ 60. Le processus de revue s'est avéré fructueux, la grande majorité des parties contractantes ayant apporté un soin attentif à la clarté de leur présentation et des réponses apportées aux commentaires et questions.

Afin d'améliorer encore le processus de revue, des amendements aux règles de procédure ont été adoptés, le plus important étant que le rapporteur chargé de synthétiser les conclusions d'un groupe de pays ne pourra plus provenir d'un pays de ce groupe.

1 | 5

La convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs

La « convention commune », ainsi qu'elle est souvent appelée, est le pendant de la convention sur la sûreté nucléaire pour les installations de gestion du combustible usé et des déchets radioactifs. Elle entrera en vigueur lorsqu'elle sera ratifiée par vingt-cinq États dont quinze ayant au moins une centrale électronucléaire en service. A la fin de 1999, elle a été ratifiée par 13 pays dont 9 ayant au moins une centrale électronucléaire en service. Pour sa part, la France a entamé le processus de ratification, le projet de loi correspondant ayant été approuvé en janvier par le Sénat et devant passer début 2000 devant l'Assemblée nationale.

L'Autorité de sûreté a participé du 18 au 22 octobre 1999 aux travaux d'un groupe d'experts chargé de préparer les textes d'application de cette convention : règles de procédure et règles financières, recommandations pour la rédaction des rapports des parties contractantes, recommandations pour la tenue des réunions de revue des rapports nationaux.

Les experts ont dans toute la mesure du possible tenu compte des leçons tirées de la réunion de revue des parties contractantes à la convention sur la sûreté nucléaire et sont parvenus à des textes suffisamment élaborés pour qu'ils soient soumis aux parties contractantes à la convention commune lorsque celle-ci entrera en vigueur.

1 | 6

Les échanges de personnel entre Autorités de sûreté

L'Autorité de sûreté française cherche à développer ses relations avec d'autres Autorités de sûreté, dans le but notamment d'améliorer sa connaissance du fonctionnement réel de ces Autorités de sûreté et d'en tirer des leçons pour son propre fonctionnement.

Un des moyens retenus pour atteindre cet objectif est le développement d'échanges de personnel entre l'Autorité de sûreté française et des Autorités de sûreté étrangères.

Les Autorités de sûreté concernées sont jusqu'à présent celles d'Allemagne, de Belgique, du Canada, d'Espagne, des États-Unis d'Amérique, du Royaume-Uni et de Suisse.

Plusieurs modalités ont été retenues pour ces échanges :

- des actions de très courte durée (1 à 2 jours) permettant de proposer à nos homologues des inspections croisées sur les installations frontalières (20 inspections dont 14 en France de 1997 à 1999) ;
- des missions de courte durée (trois semaines à trois mois) afin d'étudier un thème technique précis (9 missions dont 2 en France de 1996 à 1999) ;
- des échanges de longue durée (de l'ordre de 3 ans) afin d'étudier en détail le fonctionnement d'Autorités de sûreté étrangères ; deux ingénieurs de l'Autorité de sûreté française ont ainsi rejoint en 1997 les Autorités de sûreté des États-Unis d'Amérique et du Canada, un ingénieur a rejoint l'Autorité de sûreté britannique en 1998, et un ingénieur va commencer un séjour de trois ans auprès de l'Autorité de sûreté espagnole au début de 2000.

De tels échanges doivent à l'évidence être réciproques, et l'Autorité de sûreté française a proposé à ses homologues des États-Unis d'Amérique, du Canada, d'Allemagne, d'Espagne et du Royaume-Uni d'accueillir en France des membres de leur personnel.

1 | 7

L'Association internationale des responsables des Autorités de sûreté nucléaire (INRA)

L'INRA, qui regroupe les plus hauts responsables des Autorités de sûreté d'Allemagne, du Canada, d'Espagne, de la France, du Japon, de la Suède, du Royaume-Uni et des États-Unis d'Amérique, s'est réunie à deux reprises en 1999 sous la présidence du Dr Shirley Ann Jackson, présidente de la NRC, la première fois en janvier à Washington et la deuxième en mai à proximité de Dallas. Ces deux réunions ont été consacrées à des discussions sur cinq concepts fondamentaux pour les Autorités de sûreté : l'indépendance, les processus réglementaires, l'efficacité réglementaire, les pouvoirs et les sanctions, enfin l'assurance interne de la qualité.

M. Laurence Williams, Chief Inspector de l'Autorité de sûreté du Royaume-Uni, a succédé en mai 1999 au Dr Jackson à la présidence de l'INRA.

1 | 8

L'Association des responsables des Autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest (WENRA)

L'association WENRA a été formellement créée en février 1999. Elle regroupe les plus hauts responsables des Autorités de sûreté de l'Allemagne, la Belgique, l'Espagne, la Finlande, la France, les Pays-Bas, la Suède, la Suisse et du Royaume-Uni. Le directeur de la sûreté des installations nucléaires en a été élu président pour une période de deux ans. Ses objectifs sont :

- de développer une approche commune en matière de sûreté nucléaire et de sa réglementation, en particulier au sein de l'Union européenne
- de procurer à l'Union européenne une capacité indépendante pour examiner les problèmes de la sûreté nucléaire et de sa réglementation dans les pays candidats à l'Union ;
- d'évaluer et mettre en œuvre une approche commune pour les problèmes survenant dans le domaine de la sûreté nucléaire et de sa réglementation.

L'association WENRA avait commencé à travailler avant d'être officiellement créée.

Ainsi, elle a publié dès mars 1999 un rapport sur la sûreté nucléaire dans les pays d'Europe de l'Est candidats à l'entrée dans l'Union européenne et possédant au moins un réacteur électronucléaire. Pour chacun des pays concernés (Bulgarie, Hongrie, Lituanie, Roumanie, République Tchèque, Slovaquie et Slovénie), et sur la base des seules informations que WENRA était en mesure de vérifier, ce rapport porte d'une part sur le régime réglementaire et l'Autorité de sûreté (moyens, organisation, statut), et d'autre part sur la sûreté de leurs centrales électronucléaires. Ce rapport a en particulier été communiqué aux institutions européennes. Il est disponible en version anglaise sur la plupart des sites Internet des Autorités de sûreté de WENRA, ainsi qu'en français sur le site www.industriegouv.fr.

Ses principales conclusions sont les suivantes :

- tous les régimes réglementaires et toutes les Autorités de sûreté ont connu des évolutions positives au cours des dernières années. Néanmoins, quelques pays doivent encore accomplir des progrès dont certains risquent d'être tributaires de la situation économique ;
- bien que de nombreuses déficiences à la conception des réacteurs RBMK puissent vraisemblablement être corrigées, l'absence d'un confinement approprié reste un problème majeur qui ne peut pas être résolu de manière réaliste : cette constatation concerne les deux réacteurs de la centrale d'Ignalina en Lituanie ;
- les réacteurs VVER 440-213 (2^e génération) et VVER 1000, moyennant certaines améliorations, peuvent être amenés à un niveau de sûreté comparable à celui des réacteurs occidentaux des mêmes générations ;
- sur la base des seules informations qu'elle avait pu vérifier, l'association WENRA n'a pas pu conclure en ce qui concerne les réacteurs VVER 440-230 (1^{re} génération) : cela concerne les réacteurs 1 et 2 de la centrale slovaque de Bohunice et les réacteurs 1 à 4 de la centrale bulgare de Kozloduy.

Cette absence de conclusions dans certains cas a conduit WENRA à décider de produire une révision du rapport qui devrait être disponible fin octobre 2000.

Par ailleurs, WENRA a entamé le travail d'harmonisation des approches de sûreté, en commençant par les réacteurs nucléaires, la gestion des déchets radioactifs et les transports de matières radioactives.

2 L'ASSISTANCE AUX PAYS DE L'EST

2 | 1

La sûreté nucléaire à l'Est

L'Autorité de sûreté poursuit, avec l'appui de l'IPSN, son effort pour contribuer à améliorer la sûreté nucléaire dans les pays d'Europe de l'Est. Il s'agit d'aider à la création de véritables Autorités de sûreté et de promouvoir une culture de sûreté dont le fondement est la responsabilité de l'exploitant et une séparation nette des rôles entre exploitant et Autorité de sûreté. C'est un objectif fondamental qui, dans certains pays, ne sera atteint qu'à moyen ou long terme, car il implique des changements profonds : adaptation des structures de l'État lui-même, changement de mentalité pour faire admettre l'indépendance des Autorités de sûreté et donc asseoir leur crédibilité, renforcement de leurs statuts et des moyens dont elles disposent.

L'année 1999 aura été marquée par une accélération des discussions avec des pays d'Europe de l'Est en vue de leur accession à l'Union européenne. Même si la sûreté nucléaire ne fait pas stricto sensu partie de l'acquis communautaire, il est évident que l'Union européenne doit tenir compte de la sûreté des centrales nucléaires dans ces pays dans les critères d'accession. De plus, la perspective de rejoindre l'Union est un argument de pression pour obtenir que les centrales les moins sûres ferment dans les meilleurs délais.

C'est afin d'éclairer techniquement les institutions européennes que l'association WENRA leur a fait parvenir son rapport sur la sûreté nucléaire dans les pays candidats (voir ci-dessus, § 1 | 8).

2 | 2

Les programmes d'assistance et leur coordination

Le sommet du G7 à Munich en juillet 1992 avait défini les trois axes prioritaires de l'assistance aux pays d'Europe 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 ;
- 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.

Dans ce cadre, des engagements précis de fermeture des réacteurs les plus anciens sont recherchés.

Dans le domaine de l'assistance aux Autorités de sûreté, qui relève du troisième thème prioritaire retenu par le G7, l'Autorité de sûreté française participe aux programmes financés par l'Union européenne dans le cadre des budgets PHARE et TACIS : ce sont les programmes du Regulatory Assistance Management Group (RAMG). La DSIN pilote les programmes tchèque, slovaque et ukrainien. Le renouvellement de ces programmes est espéré pour le début de l'année 2000, de même que celui des programmes russe et slovène auxquels la DSIN participe sans en assurer la coordination.

Une mention particulière doit être faite du programme d'assistance à l'Autorité de sûreté ukrainienne, qui est l'un des premiers à avoir débuté, en 1994. Après trois années d'un programme centré sur le transfert de méthodologie et de pratiques occidentales, l'Autorité bénéficiaire souhaite à présent recevoir une aide ciblée sur le savoir-faire pratique comme par exemple le suivi de l'inspection des réacteurs ou le suivi de la formation du personnel d'exploitation des centrales. Une innovation a été introduite dans ce programme en 1999 avec le SAG (Senior Advisory Group), qui réunit l'état-major de l'Autorité ukrainienne et certains proches conseillers des chefs des Autorités d'Europe de l'Ouest pour discuter des principaux enjeux du contrôle de la sûreté nucléaire. Avec l'Autorité ukrainienne, un dialogue franc et ouvert s'est instauré ; il est révélateur des réels progrès de cette Autorité, bien qu'elle soit à l'évidence encore tributaire des difficultés économiques que connaît le pays.

Par ailleurs, la DSIN conseille, dans le domaine de la sûreté nucléaire, la délégation française au groupe de sûreté nucléaire du G7, aux réunions du fonds multilatéral de sûreté nucléaire géré par la Banque européenne pour la reconstruction et le développement (BERD), ainsi qu'à celles du fonds pour le renforcement du sarcophage de Tchernobyl, également géré par la BERD. Dans ce dernier cadre, un représentant de l'Autorité de sûreté participe au groupe consultatif mis en place en 1999 pour conseiller le chef de l'Autorité de sûreté ukrainienne dans les difficiles décisions réglementaires qu'il doit prendre sur les actions de renforcement du sarcophage.

3 LES RELATIONS BILATÉRALES

3 | 1

Afrique du Sud

Après une réunion avec un haut responsable de l'Autorité de sûreté sud-africaine, le CNS (Council for Nuclear Safety), le comité directeur CNS-DSIN s'est réuni à Paris au mois de juin. Il a défini les axes de coopération entre les deux Autorités de sûreté. Dans ce cadre, un responsable sud-africain de la gestion de crise nucléaire est venu assister en France à un exercice impliquant la population.

3 | 2

Allemagne

Les relations franco-allemandes dans le domaine de la sûreté nucléaire existent depuis plus de 20 ans ; elles ont été initiées par la nécessité d'échanger des informations au sujet des réacteurs construits au voisinage des frontières : Fessenheim puis Cattenom en France, Neckarwestheim et Philippsburg en Allemagne. Ces échanges se déroulent dans le cadre de la Commission franco-allemande pour les questions de sûreté des installations nucléaires (DFK), qui a tenu en 1999 sa 26^e réunion à Poitiers en France. Les groupes techniques de travail ont rendu compte de leurs activités et la Commission a défini les orientations de la coopération future. La Commission a également pris connaissance des événements survenus sur les centrales frontalières.

Ces relations s'étaient par ailleurs développées et approfondies, plus particulièrement ces dernières années en raison des travaux menés en commun sur le projet franco-allemand de réacteur EPR, dans le cadre du Comité de direction franco-allemand (DFD), qui rassemble la DSIN et son homologue du ministère allemand de l'environnement (BMU). A la suite des élections législatives en Allemagne le 27 septembre 1998, le nouveau Gouvernement a choisi une nouvelle politique énergétique avec comme objectif l'arrêt progressif du recours à l'énergie nucléaire. Cette nouvelle politique a conduit à limiter les actions communes et en particulier à arrêter les actions de collaboration sur le projet EPR impliquant l'État allemand. La DFD permet par ailleurs une information réciproque sur les sujets d'actualité en matière de sûreté nucléaire dans les deux pays et une concertation sur l'ensemble des sujets d'intérêt commun, en particulier l'assistance aux pays d'Europe de l'Est.

En 1998, la découverte de la contamination de convois de transport de combustible irradiés avait conduit à un travail commun des Autorités de sûreté française, allemande, britannique et suisse. En 1999, les transports ont repris ou continué dans ces pays, à l'exception de l'Allemagne. Ce sujet a constitué un élément important dans les discussions des réunions de la DFD.

3 | 3

Belgique

Les relations franco-belges dans le domaine de la sûreté nucléaire sont anciennes et étroites : le démarrage de la centrale de Chooz B a été l'occasion de relancer des contacts formels réguliers dans le cadre du groupe de travail sur la sûreté créé par l'accord de 1982. En 1999, les échanges du groupe de travail franco-belge sur la sûreté ont porté plus particulièrement sur les blocages des grappes de contrôle et les études probabilistes de sûreté réalisées dans les deux pays. Une coopération plus active dans le domaine de la gestion des déchets a également été initiée.

3 | 4

Canada

Dans le cadre des échanges de personnel, un inspecteur français poursuit son séjour de trois ans à la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA). Il est affecté à la Section de radioprotection appliquée de la Division de la protection radiologique et environnementale.

3 | 5

Chine (République populaire)

La coopération avec l'Administration nationale pour la sûreté nucléaire (ANSN) a été initiée il y a de nombreuses années alors que commençait la construction par Framatome de la centrale de Daya

Bay. L'année 1999 s'inscrit dans la continuité de ces relations tout en confirmant l'élargissement des domaines de collaboration. Le comité directeur, qui s'est réuni à Paris le 3 mai, a fait le point des actions passées et a arrêté les actions futures.

En janvier, une délégation chinoise est venue étudier en France le problème des déclarations d'incidents et de la gestion du retour d'expérience.

En mars, une autre délégation chinoise est venue étudier en France le système réglementaire de contrôle de la sûreté nucléaire.

En novembre, une délégation française s'est rendue en Chine pour animer un séminaire sur la sûreté des réacteurs expérimentaux en France.

3 | 6

Corée du Sud

La coopération avec la Corée du Sud a été initiée il y a de nombreuses années lors de la construction par Framatome des deux réacteurs Ulchin 1 et Ulchin 2. Cette coopération se poursuit dans le cadre de réunions régulières entre la DSIN et son homologue coréen le MOST, assisté de son appui technique le KINS. Une réunion d'experts s'est ainsi tenue à Paris le 31 mai. La DSIN a également participé le 2 juin au comité nucléaire franco-coréen qui réunit les principaux acteurs de l'industrie nucléaire des deux pays.

Un représentant de la DSIN s'est également rendu en Corée en octobre pour rencontrer le MOST et le KINS et visiter des installations.

3 | 7

Espagne

Dans le cadre de l'accord liant l'Autorité de sûreté française avec le Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), son comité directeur s'est réuni à Péruges au mois d'avril et a visité le site de Bugey 1. Les problèmes relatifs au démantèlement et à la gestion des déchets ont été discutés. Par ailleurs un groupe de travail tripartite, associant les Autorités de sûreté britannique, espagnole et française, a été constitué pour étudier les problèmes de sûreté liés aux déchets de graphite. Ce groupe s'est réuni dans un premier temps en Espagne puis en France. La prochaine réunion, prévue au début de l'an 2000 en Grande-Bretagne, devrait faire une synthèse des travaux entrepris par le groupe de travail.

Un inspecteur de la DSIN a été détaché au CSN pour une durée de trois ans à compter du 1^{er} janvier 2000.

3 | 8

États-Unis d'Amérique

La NRC (Nuclear Regulatory Commission) est l'un des principaux interlocuteurs de la DSIN. Tous les ans se tiennent des réunions à haut niveau. Le comité directeur s'est réuni au siège de la NRC à Rockville du 20 au 22 septembre ; il a été suivi d'une visite du site de stockage souterrain du WIPP, au Nouveau Mexique.



Le site de stockage souterrain du WIPP au Nouveau Mexique

Des réunions techniques sont régulièrement organisées entre les deux Autorités de sûreté. La DSIN et la NRC ont ainsi rencontré le CNWRA (Center for Nuclear Waste Regulatory Analysis), laboratoire du Southwest Research Institute de San Antonio, sous contrat de recherche avec la NRC, pour s'informer mutuellement des pratiques dans le domaine des déchets. Le BCCN et la DSIN se sont rencontrés à Rockville au mois de décembre pour aborder le problème de la tenue des cuves et des vis de leurs structures internes. De nombreuses délégations de la NRC se sont rendues en France ; parmi les sujets abordés figurent les transports, la gestion de réacteurs utilisant du combustible MOX ainsi que les aspects réglementaires liés à la construction d'une usine de fabrication de combustibles MOX.

Le responsable de la gestion de crise nucléaire à la NRC est venu en France pour suivre un exercice avec confinement de la population autour de la centrale nucléaire concernée.

Un inspecteur de la NRC est venu en France pour une durée d'un mois. Pris en charge par la DIN Rhône-Alpes, il a pu suivre en tant qu'observateur plusieurs inspections de centrales nucléaires. Au début de l'an 2000, un autre inspecteur de la NRC devrait effectuer une mission similaire et couvrant un domaine d'inspection plus large.

Depuis mai 1997, un inspecteur de la DSIN est détaché à la NRC pour une durée de trois ans.

3 | 9

Inde

Les relations avec l'Atomic Energy Regulatory Board (AERB) se sont concrétisées par un arrangement signé le 29 juillet 1999. Plusieurs réunions tenues en France ont permis de définir des axes de collaboration entre les deux Autorités de sûreté.

Une délégation indienne a suivi un exercice de crise en tant qu'observateur.

Le Dr. P. Rama Rao, Président de l'Atomic Energy Regulatory Board, et M. Lacoste, lors de la signature de l'arrangement bilatéral entre les Autorités de sûreté indienne et française



3 | 10

Italie

Une réunion de travail sur le conditionnement de déchets liquides, utilisant le procédé de vitrification par creuset froid, s'est tenue à Paris au mois de juin avec l'Agenzia Nazionale per la Protezione dell'Ambiente (ANPA).

3 | 11

Japon

La coopération avec les homologues japonais de la DSIN se déroule dans le cadre de deux accords, l'un avec le Ministry of International Trade and Industry (MITI) au sein duquel se trouve l'Autorité de contrôle des réacteurs de puissance, l'autre avec la Science and Technology Agency (STA) au sein de laquelle se trouve l'Autorité de contrôle des autres installations nucléaires.

La DSIN a reçu en 1999 de nombreuses délégations japonaises. En mars, la STA est venue notamment discuter de l'organisation de crise concernant les usines de retraitement.

Dans les derniers mois de 1999, de nombreuses réunions avec le MITI ont été entièrement consacrées à l'organisation du contrôle de la sûreté nucléaire. Le MITI cherche en effet à se renseigner sur les pratiques étrangères alors qu'une nouvelle loi japonaise définissant le rôle des différents organismes dans le contrôle du nucléaire devrait entrer en vigueur au début de 2001.

3 | 12

Maroc

Les relations entre la DSIN et son homologue marocain, le ministère de l'énergie et des mines, se développent dans le cadre de la construction du site de la Maâmora. En juin, une réunion tenue à Rabat a permis de faire le point des futures actions de collaboration.

3 | 13

Roumanie

La visite en France du 8 au 10 septembre du chef de l'Autorité de ce pays a permis d'initier des relations avec la Roumanie qui s'intéresse à la façon dont la DSIN et d'autres Autorités de sûreté en Europe effectuent le contrôle de la sûreté des stockages de déchets nucléaires.

Après avoir mis en service son premier réacteur de puissance, un réacteur CANDU développé au Canada, la Roumanie envisage de se doter de la capacité à prendre en charge ses déchets nucléaires.

3 | 14

Royaume-Uni

Les relations de la DSIN avec son homologue britannique, le Nuclear Installations Inspectorate (NII) placé au sein du Health and Safety Executive (HSE), se déroulent dans le cadre d'un accord signé en 1980 et renouvelé régulièrement, la dernière fois en 1996. Elles se sont approfondies et intensifiées d'année en année.

Les relations avec NII se caractérisent par l'existence de deux réunions annuelles de haut niveau, la réunion des « chief inspectors » et le comité directeur NII-DSIN.

La réunion des « chief inspectors » s'est tenue à Cherbourg du 18 au 20 juillet. A cette occasion, NII et la DSIN ont procédé à un échange de vues sur des problèmes d'intérêt commun et ont visité les installations de COGEMA à La Hague.

Le comité directeur NII-DSIN s'est tenu à Sellafield et à Bootle du 17 au 19 octobre. Il a permis de faire le point sur toutes les collaborations en cours et de visiter les installations de Sellafield. Il a également entériné la décision de procéder à des inspections croisées sur les sites de La Hague et de Sellafield. Elles seront conduites par NII et la DIN Basse-Normandie dès le début de l'an 2000.

Dans le domaine des transports de matières nucléaires et fissiles, la DSIN a rencontré, en juin puis en novembre, son homologue britannique, le DETR (Department of the Environment, Transport and the Regions), pour des échanges sur l'application de la réglementation.

Dans le domaine des déchets, un groupe de travail tripartite, associant les Autorités de sûreté britannique, espagnole et française, a été constitué pour étudier les problèmes de sûreté liés aux déchets de graphite. Ce groupe s'est réuni dans un premier temps en Espagne puis en France. La prochaine réunion, prévue au début de l'an 2000 en Grande-Bretagne, devrait faire une synthèse des travaux entrepris par le groupe de travail. Par ailleurs, en présence de NII, la DSIN a reçu en octobre la United Kingdom Environmental Agency (UKEA) et la Scottish Environmental Policy Agency (SEPA) pour analyser et comparer les aspects réglementaires dans les deux pays.

Une délégation de la DSIN a assisté à un exercice de crise en Grande-Bretagne. Les deux Autorités de sûreté souhaitent intensifier leur collaboration dans ce domaine, notamment en formalisant certains modes d'informations réciproques.

Dans le domaine des réacteurs nucléaires, les inspections croisées, initiées en 1997, se poursuivent entre NII et la DIN Nord-Pas-de-Calais.

Depuis septembre 1998, un inspecteur de la DSIN est détaché pour trois ans au sein de NII pour travailler dans la division en charge des réacteurs nucléaires.

3 | 15

Russie

La DSIN a poursuivi sa participation au programme RAMG d'assistance à l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection de la Fédération de Russie.

3 | 16

Slovaquie

Le deuxième programme d'assistance à l'Autorité slovaque a pris fin en août. L'assistance a porté principalement sur les sujets d'actualité pour l'Autorité slovaque, en relation avec la mise en service de la nouvelle centrale de Mochovce : la mise à jour de l'organisation de crise, les procédures d'autorisation des installations nucléaires, les essais de démarrage et l'assurance qualité. Une suite à ce programme est espérée en l'an 2000, pour continuer l'assistance en relation avec le démarrage du deuxième réacteur de Mochovce, mais aussi sur la radioprotection et la gestion des déchets nucléaires.

3 | 17

Slovénie

En janvier, la DSIN a pris part à l'organisation d'une visite d'inspecteurs de l'Autorité slovène au Tricastin à l'occasion du remplacement des générateurs de vapeur. L'Autorité slovène a instruit en 1999 une procédure d'autorisation pour un remplacement analogue sur le réacteur de Krško, le seul

réacteur à eau légère de technologie occidentale installé en Europe de l'Est. La centrale de Krško a des similitudes avec celle du Tricastin. Aussi l'Autorité slovène a-t-elle apprécié de pouvoir suivre cette opération en France avant la réalisation qui doit se dérouler sous son contrôle en Slovénie.

3 | 18

Suède

Un arrangement entre le Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI) et l'Autorité de sûreté nucléaire française a été signé le 7 juillet 1999.



M. Höberg, Directeur de SKI, et M. Lacoste expriment leur satisfaction lors de la signature de l'arrangement bilatéral entre les Autorités de sûreté suédoise et française

En septembre, la DSIN a participé à la réception en France d'une délégation du Swedish Radiation Protection Institute (SSI), équivalent de SKI pour la radioprotection, qui a rencontré les différents acteurs français de la sécurité nucléaire.

3 | 19

Suisse

Les relations entre la DSIN et ses homologues suisses de la DSN ont été formalisées en 1989 par la création de la commission franco-suisse des installations nucléaires. Elle rassemble des représentants des Autorités réglementaires et des experts des deux pays dans le domaine de la sûreté et de la radioprotection ainsi que, côté suisse, un représentant d'un canton. La commission se réunit tous les ans et les échanges d'informations portent sur l'ensemble des sujets d'intérêt commun.

Le 27 janvier, à Villigen, la DSIN et la DSN se sont réunies pour faire le point de la collaboration entre deux réunions de la commission.

Lors de l'exercice de crise du mois de juin concernant la centrale de Fessenheim, l'Autorité de sûreté a testé avec ses homologues suisses des modalités d'échanges d'informations dans de telles situations.

La commission franco-suisse s'est réunie à Saint-Ursanne les 1^{er} et 2 juillet et a visité le laboratoire souterrain du Mont Terri. Après des discussions techniques sur la sûreté des réacteurs, la gestion des déchets et l'analyse de l'exercice de Fessenheim, la reprise des transports de combustibles nucléaires dans les deux pays a été abordée.

Les inspections croisées se sont poursuivies entre la DSN et la DIN Rhône-Alpes.

3 | 20

République Tchèque

Le deuxième programme d'assistance RAMG à l'Autorité tchèque a pris fin en juillet. L'assistance a porté principalement sur l'organisation de crise et la revue de textes réglementaires. La République Tchèque a en effet entrepris de réviser sa pyramide réglementaire, tant pour la radioprotection, en vue de son accession à l'Union européenne, que pour la sûreté nucléaire.

La suite de ce programme est prévue pour l'an 2000.

3 | 21

Turquie

La visite en France du chef de l'Autorité de sûreté de ce pays a permis d'initier des relations avec la Turquie.

3 | 22

Ukraine

La troisième phase du programme RAMG d'assistance à l'Autorité ukrainienne s'est terminée avec succès en août. Ce programme a donné satisfaction tant au bénéficiaire qu'aux intervenants, sensibles à l'intérêt manifesté pour l'assistance qu'ils procurent, mais surtout pour les progrès qui en découlent. Au-delà du transfert de méthodologie et de pratiques qui s'opère au fil de la coopération, l'Autorité ukrainienne compte beaucoup sur le support dont elle peut bénéficier pour la réalisation concrète des tâches quotidiennes qui lui incombent et qu'elle aurait du mal à accomplir sans l'appui des experts occidentaux et des outils méthodologiques ou informatiques qu'ils fournissent.

L'Autorité de sûreté a également un arrangement avec l'Autorité ukrainienne. Le directeur de la sûreté des installations nucléaires, accompagné du directeur délégué à la sûreté nucléaire auprès du Haut Commissaire à l'énergie atomique, s'est rendu en Ukraine en mai. Cette mission a permis de visiter l'intérieur du sarcophage qui recouvre le réacteur accidenté de Tchernobyl et le réacteur en construction à Rovno.

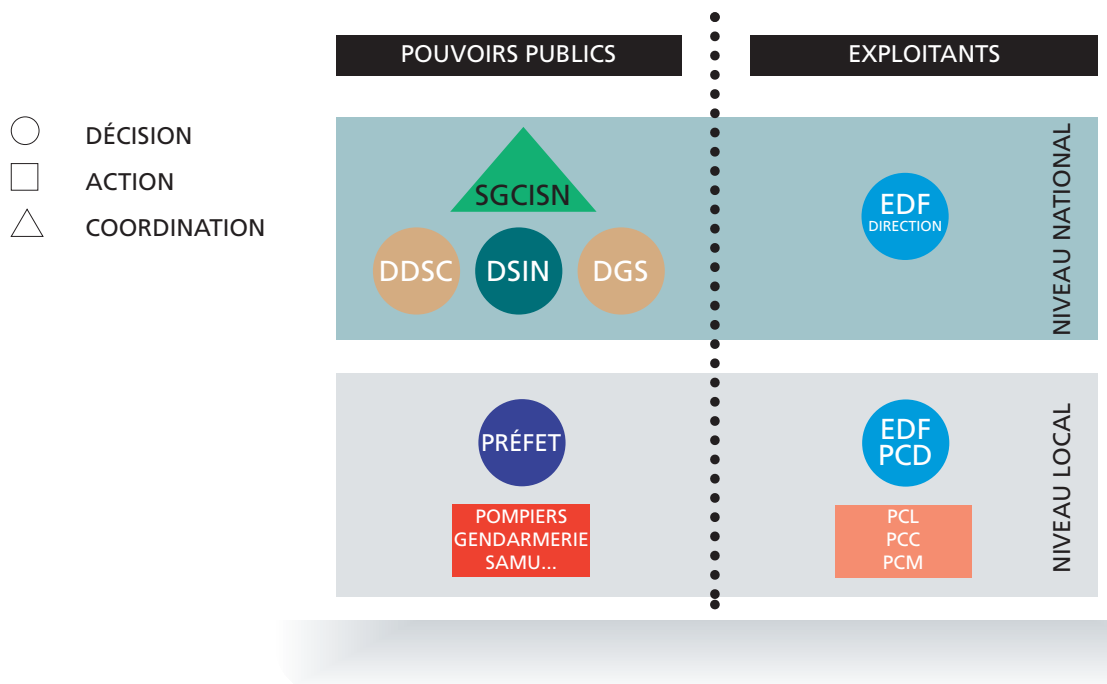


La délégation française et M. Smyshliaiev, chef de l'Autorité de sûreté ukrainienne, après la visite à l'intérieur du sarcophage de Tchernobyl

La sûreté nucléaire vise non seulement à prévenir les accidents, mais aussi à en limiter les conséquences. À cet effet, conformément au principe de la défense en profondeur, il convient de prévoir les dispositions nécessaires pour maîtriser une situation accidentelle, même peu probable. Ces lignes de défense, que l'on peut qualifier d'ultimes, comportent des organisations particulières et des plans d'urgence, impliquant à la fois l'exploitant et les pouvoirs publics. Ce dispositif de crise, régulièrement testé et évalué, fait l'objet d'évolutions importantes tenant compte du retour d'expérience des exercices, ainsi que de la gestion de l'incident survenu sur la centrale de Civaux le 12 mai 1998.

1 L'ORGANISATION GÉNÉRALE

L'organisation des pouvoirs publics en cas d'incident ou d'accident est fixée par des directives du Premier ministre qui portent sur la sûreté nucléaire, la radioprotection, l'ordre public et la sécurité civile ainsi que par les plans d'urgence prévus par le décret n° 88-622 du 6 mai 1998. Elle est résumée dans le schéma ci-dessous, en cas d'accident dans un réacteur d'EDF.



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.

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 d'aide à la décision (COAD) 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'Office de protection contre les rayonnements ionisants (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.

1 | 3

Les plans d'urgence

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 de 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.

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.

2 LE RÔLE ET L'ORGANISATION DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ

2 | 1

Les missions de l'Autorité de sûreté 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.

2 | 1 | 1

Le contrôle des actions menées par l'exploitant

De même qu'en situation normale, il appartient à l'Autorité de sûreté 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'Autorité de sûreté contrôle les conditions dans lesquelles le choix est fait par l'exploitant.

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.

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'accident 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.

2 | 2

L'organisation prévue au titre de la sûreté nucléaire

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 de réflexion dirigée par le directeur délégué à la sûreté 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 y sont délégués par la DSIN. Cette équipe doit travailler en étroite coordination avec les équipes techniques de l'exploitant pour parve-

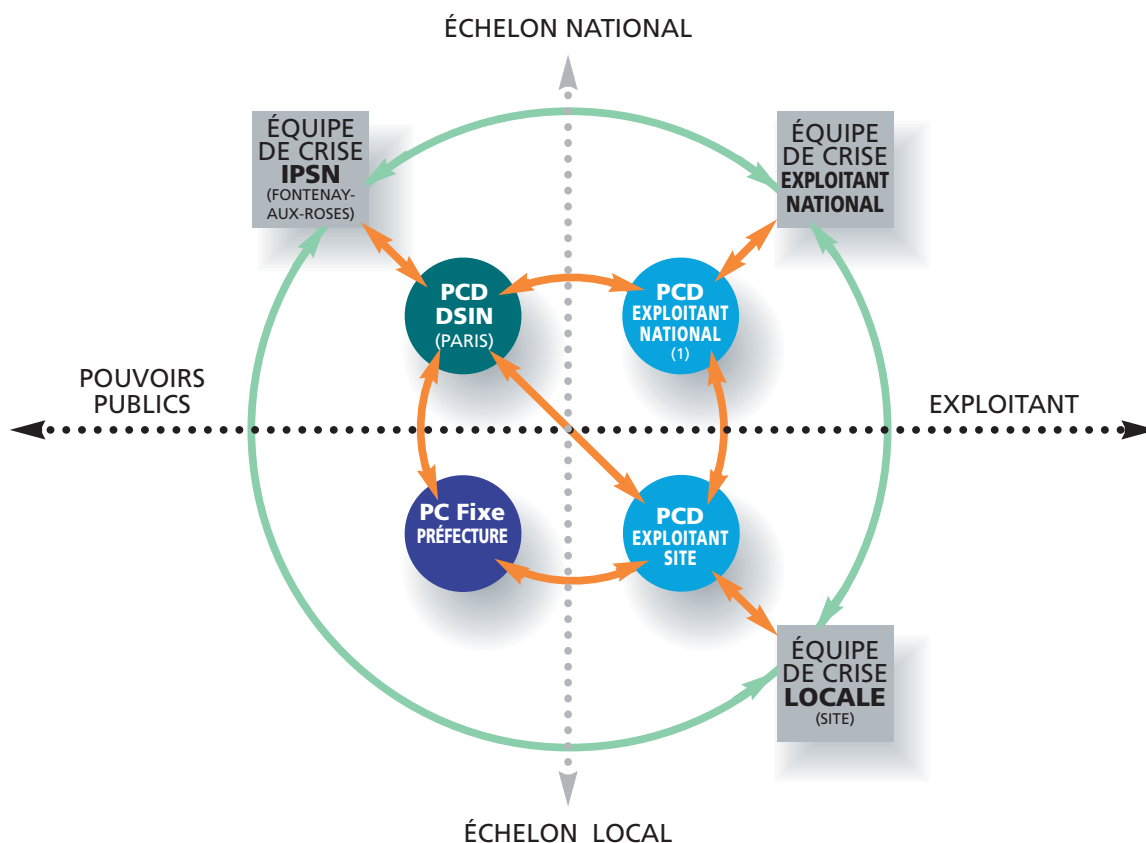
nir à une convergence de vues sur l'analyse de la situation accidentelle et la prévision de ses développements et de ses conséquences ;

- 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 PC direction local, sur le site, et, en



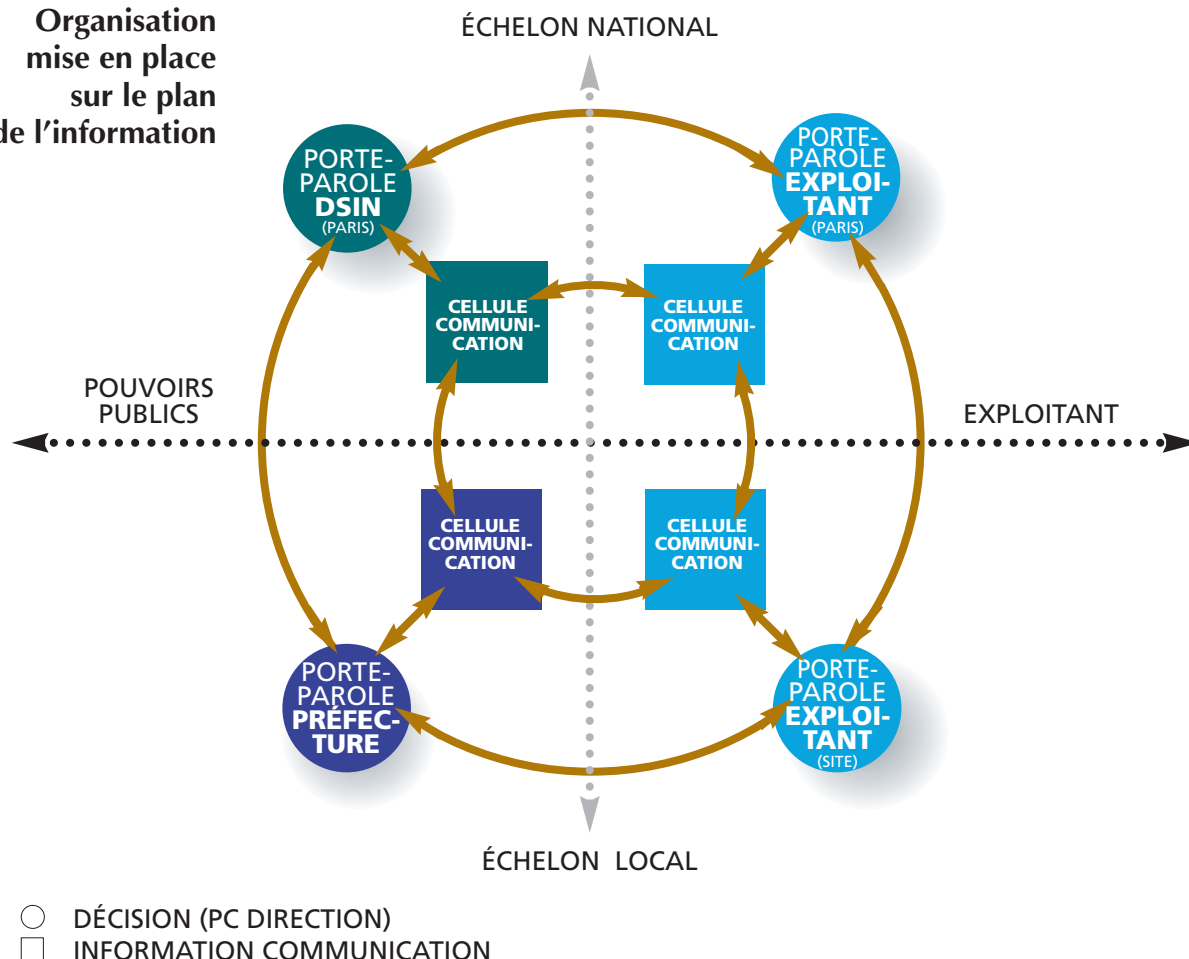
(1) EDF-Paris
AUTRES EXPLOITANTS : centre de coordination
de crise du CEA – Paris

- PC DIRECTION : décision
- EQUIPE DE CRISE : analyse technique
- ↔ LIAISONS PRINCIPALES
- ↔ AUDIOCONFÉRENCE

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.

Organisation mise en place sur le plan de l'information



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'Autorité de sûreté ;
- d'échanger des informations dans des conditions fiables avec ses multiples interlocuteurs.

Ce centre de crise a été mis en œuvre les 28 et 29 décembre 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'Autorité de sûreté 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 sys-

tème provoque l'appel automatique de tous les agents équipés d'un récepteur Biplus d'Alphapage, 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 trois réseaux d'accessibilité publique (téléphone public, télex, RNIS) et trois réseaux d'accessibilité restreinte (liaisons spécialisées avec les sites, réseau numérique interministériel RIMBAUD, réseau RESEDA/CRISETEL). 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 2000.

2 | 2 | 3

L'organisation spéciale pour le passage à l'an 2000

La DSIN a vérifié que les équipements de son centre de crise et les principaux réseaux de télécommunications utilisés ne seraient pas affectés par le passage à l'an 2000. Malgré ces précautions, une organisation spéciale a été mise en place pour la nuit du 31 décembre 1999 au 1^{er} janvier 2000, pour les raisons suivantes :

- malgré les actions menées par les exploitants d'INB pour identifier et corriger les problèmes posés par le passage à l'an 2000, il a été considéré que la période de transition présentait une concentration du risque de perturbation des installations, et plus particulièrement des centrales nucléaires dont le fonctionnement devait être maintenu ;
- il s'agissait d'une période de réveillon rendant plus difficile la mobilisation des personnes en cas de besoin ;
- l'activation, par l'exploitant d'une INB, du dispositif d'alerte de l'Autorité de sûreté aurait pu être perturbée en raison du recours au réseau public de télécommunications, dont on ne pouvait assurer qu'il ne serait pas saturé au cours de cette période de transition.

Visite de Dominique Voynet,
ministre de l'aménagement
du territoire
et de l'environnement,
au centre de crise
de l'Autorité de sûreté nucléaire
le 31 décembre 1999



Pour tenir compte de ces particularités, l'organisation mise en place par l'Autorité de sûreté était composée :

- d'une équipe de 10 personnes présente au centre de crise à partir du 31 décembre 1999 à 22 h 00. En cas de déclenchement d'un PUI, cette équipe aurait pu être relevée par une équipe de composition similaire, préalablement constituée, à partir du 1^{er} janvier à 6 h 30 ;
- d'une équipe d'astreinte pour chaque Division des installations nucléaires des DRIRE, dont au moins un membre était placé en un lieu (locaux de la DRIRE, préfecture ou site nucléaire) où il pouvait être joint par des moyens spécialisés et fiables ;
- d'une équipe technique de l'IPSN, placée au centre de crise de cet institut, en tant qu'appui technique de l'Autorité de sûreté.

En parallèle, une organisation avait été spécialement mise en place par les exploitants d'INB ; en particulier, EDF a mobilisé des équipes sur toutes ses centrales nucléaires et dans ses services centraux, avec une composition similaire à celle prévue en cas de déclenchement de PUI.

En l'absence de perturbation due à l'an 2000 sur les installations nucléaires, l'Autorité de sûreté a levé son dispositif le 1^{er} janvier 2000 à 1 h 45.

2 | 3

Le rôle de l'Autorité de sûreté dans l'élaboration des plans d'urgence

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.

En 1999, la DSIN a redéfini et précisé la manière de traiter les mises à jour des PUI :

- 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 travail d'appui technique à fournir par l'IPSN sur les PUI a par ailleurs été précisé par un courrier de la DSIN du 26 octobre. De même, l'organisation de l'Autorité de sûreté pour le traitement des PUI et de leurs mises à jour a été redéfinie dans une note interne ; dans ce nouveau cadre, le traitement des mises à jour des PUI a été confié aux Divisions des installations nucléaires des DRIRE.

Enfin, la bonne application des plans d'urgence interne est contrôlée par l'Autorité de sûreté à l'occasion d'inspections (voir chapitre 4).

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 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 phé-

nomènes de dispersion des matières radioactives, et en veillant à la cohérence à ce sujet entre les PPI et les PUI.

Dans le cadre du retour d'expérience des exercices, la DSIN a poursuivi en 1999 les travaux destinés à faire évoluer les PPI nucléaires, en liaison avec la DDSC (voir § 4|2).

3 LES EXERCICES DE CRISE

Il convient de ne pas attendre un accident significatif en France pour mettre à l'épreuve en conditions réelles l'organisation décrite précédemment. A cette fin, des exercices sont réalisés de façon régulière, à la fois pour entraîner les équipes de crise et pour tester les moyens et les organisations en vue d'identifier les dysfonctionnements éventuels.

3|1

Les exercices impliquant l'Autorité de sûreté

3|1|1

Les tests d'alerte et exercices de mobilisation

La DSIN procède périodiquement à des essais de vérification du bon fonctionnement du système d'alerte de ses agents et de ceux des DRIRE. Ce système est également activé lors des exercices mentionnés ci-après, et donne lieu à des tests inopinés.

Afin de confirmer les estimations sur la capacité de mobilisation des agents de l'Autorité de sûreté faites à partir des résultats des tests d'alerte inopinés, un nouvel exercice de mobilisation inopiné a été réalisé le 24 septembre à 6 h 00 entre la DSIN, l'IPSN et le CEA (services centraux), similaire à celui mené avec EDF en 1998. Cet exercice a confirmé les résultats de 1998 : une organisation minimale de crise peut être mise en place par la DSIN en une heure environ après l'alerte, le premier communiqué de presse de la DSIN peut être émis 1 h 30 après l'alerte et la première synthèse technique entre l'IPSN et le CEA peut être réalisée au bout de 2 h 30.

3|1|2

Les exercices nationaux de crise nucléaire

Dans la continuité des années antérieures, la DSIN a préparé pour 1999 un programme d'exercices nationaux de crise nucléaire, annoncé aux préfets par une circulaire conjointement signée par la DSIN, la DDSC, la DGS et le SGCISN.

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 en 1999 :

- 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 1999. Sur les 8 exercices réalisés, 3 exercices étaient à dominante sécurité civile. Il convient de noter que, à l'occasion des exercices de Nogent-sur-Seine et de Saint-Laurent-des-Eaux, l'évacuation réelle de la population d'un village a été réalisée. Par ailleurs, l'exercice de Golfech s'est déroulé sur deux journées, avec une interruption pendant la nuit. Cette tendance à réaliser des exercices de sécurité civile avec une implication importante des populations se poursuivra en 2000.

EXERCICES NATIONAUX DE CRISE NUCLÉAIRE RÉALISÉS EN 1999

| SITE NUCLÉAIRE | DATE DE L'EXERCICE | DOMINANTE DE L'EXERCICE | CARACTÉRISTIQUES DE L'EXERCICE |
|----------------|--------------------|-------------------------|---|
| Cadarache | 12 mai | sûreté nucléaire | – concernait une INBS contrôlée par le Haut Commissaire à l'énergie atomique – test de la coordination interdépartementale |
| Tricastin | 20 mai | sûreté nucléaire | – test de la coordination interdépartementale |
| Fessenheim | 15 juin | sûreté nucléaire | – exercice de longue durée avec relève des équipes de crise – mesure de la radioactivité |
| Nogent | 14 octobre | sécurité civile | – évacuation du village de La Saulotte |
| Flamanville | 28 octobre | sûreté nucléaire | |
| Golfech | 17/18 novembre | sécurité civile | – exercice sur 2 jours avec relève des équipes de crise – mise à l'abri des populations de 3 communes |
| Saint-Laurent | 9 décembre | sécurité civile | – évacuation du village d'Avaray |
| ILL (Grenoble) | 14 décembre | sûreté nucléaire | |

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. Le 2 décembre 1999, la préfecture des Ardennes et les communes incluses dans le périmètre du PPI ont organisé un exercice de mise en œuvre d'un plan communal d'action comportant la mise à l'abri et l'évacuation de la population d'un quartier de la commune de Givet, proche de la centrale nucléaire de Chooz.

3 | 1 | 3

Les exercices internationaux et la coopération internationale

Depuis 1996, se sont tenus quatre exercices internationaux INEX2 organisés par l'AEN, le dernier ayant eu lieu le 3 novembre 1998 autour de la centrale nucléaire de Paks (Hongrie), de type VVER. Lors de ces exercices, la DSIN a participé de manière plus ou moins importante selon la proximité des pays où se tenait l'exercice.

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. C'est sur cette base que la DSIN a testé l'envoi régulier d'informations à l'Autorité de sûreté suisse (DSN) et à la Centrale d'alarme de Zürich (CENAL) au cours de l'exercice de Fessenheim du 15 juin 1999. Le même type d'échange d'informations a été convenu avec la Belgique (AVN) et sera testé lors du prochain exercice autour de la centrale de Chooz, en juin 2000.

L'année 1999 a également été marquée par la poursuite et le développement de la coopération internationale concernant la crise et les exercices : invitation par l'Autorité de sûreté britannique (HSE) à observer l'exercice de Sizewell en septembre ; observation de certains exercices nationaux de crise par des représentants des Autorités de sûreté d'Ukraine (Fessenheim), d'Inde (Flamanville), des Etats-Unis (Golfech) et d'Afrique du Sud (Saint-Laurent). La DSIN a participé au séminaire sur la gestion des accidents nucléaires transfrontaliers, organisé en mars 1999 à Zürich conjointement par la Société française de radioprotection (SFRP) et son homologue germano-suisse (FS/AKN).

Par ailleurs, au plan local, on peut signaler la signature en juin d'un protocole d'échange d'informations entre la préfecture de Colmar et le Regierungspräsidium de Fribourg (Allemagne) en cas d'accident sur la centrale nucléaire de Fessenheim, à la suite des exercices menés depuis 1995, et, en novembre, un exercice local d'échange d'informations entre la préfecture de Moselle, le Luxembourg et le Land de Sarre, concernant la centrale de Cattenom.

3 | 2

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 chaque exercice. 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 trois reprises en 1999. 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 ; en particulier, il est prévu que les exercices à dominante « sûreté nucléaire » puissent se terminer sans que l'installation accidentée soit revenue dans un état sûr ;
- l'évolution des PPI.

Compte tenu des enseignements retirés en 1999, les orientations suivantes sont retenues pour les exercices en 2000 :

- le principe de deux variantes d'exercices (sûreté nucléaire et sécurité civile) est maintenu, en soulignant que, même s'il y a une tendance à effectuer plus d'exercices à dominante « sécurité civile », les exercices à dominante « sûreté nucléaire » conservent tout leur intérêt car ils permettent d'effectuer un test complet de la chaîne de décision mise en jeu au cours d'une crise nucléaire ;
- la réalisation de mesures de radioactivité dans l'environnement doit être testée lors de tous les exercices ;
- les échanges d'expérience entre les préfectures à l'occasion des exercices se poursuivront en 2000 ;
- des évaluateurs disposant d'un document guide et d'une mission précise pourront être désignés par les préfets concernés par les exercices, afin de rédiger un rapport d'évaluation de l'exercice qu'ils auront suivi.

On retrouvera dans le paragraphe suivant les principales évolutions envisagées à partir des enseignements des exercices menés depuis 1997.

4 L'ÉVOLUTION DE LA GESTION DE LA CRISE NUCLÉAIRE

De même que dans les autres domaines de la sûreté nucléaire, il est nécessaire de faire évoluer l'organisation de crise en fonction de l'expérience acquise. Les principales sources d'expérience en France

sont les exercices et les échanges avec les pays étrangers, ainsi que certains événements marquants en France (incident du 12 mai 1998 sur le réacteur 1 de Civaux) ou à l'étranger (accident de Tokai-Mura le 30 septembre 1999).

4 | 1

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

En dehors des exercices programmés, l'Autorité de sûreté a tiré profit d'événements particuliers pour préciser et faire évoluer les conditions d'engagement des PUI et d'alerte de l'Autorité de sûreté.

En premier lieu, des enseignements ont été retirés de l'incident survenu le 12 mai 1998 sur le réacteur 1 de la centrale nucléaire de Civaux (fuite d'eau importante sur l'une des deux voies redondantes du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur (circuit RRA)), au cours duquel EDF avait rapidement mis en place une organisation lourde, à l'instar de ce que prévoit le plan d'urgence interne (PUI) de la centrale nucléaire, sans toutefois déclencher formellement le PUI. Après analyse détaillée de cet événement, la DSIN a réaffirmé, dans un courrier adressé à EDF en août 1999, la nécessité de respecter strictement les critères de déclenchement du PUI approuvés au préalable, et a conclu que le non-déclenchement du PUI au cours de l'incident de Civaux constituait un écart majeur aux procédures de conduite accidentelle.

Par ailleurs, un exercice inopiné sur le Centre du CEA de Grenoble, organisé conjointement par la DSIN, l'IPSN et les services centraux du CEA le 26 mars 1999 à 6 h 15, a montré que l'exploitant prenait un temps excessif pour décider le déclenchement du PUI, en l'absence d'indication précise sur l'importance des rejets en cours ou prévisibles. La DSIN a demandé au CEA de définir des critères plus précis pour le déclenchement du PUI, et de préciser les responsabilités de décision d'un tel déclenchement.

A l'inverse, lors de la tempête du 27 décembre 1999 qui a conduit à l'arrêt de tous les réacteurs du CNPE du Blayais et à l'inondation partielle du site, le PUI a été déclenché le 28 décembre par l'exploitant sur demande de l'Autorité de sûreté avant même que les critères objectifs rendant nécessaire ce déclenchement ne soient remplis, et l'organisation nationale de crise a été, pour la première fois, mise sur pied en situation réelle. Elle a fonctionné dans des conditions d'efficacité qui sont le fruit de l'investissement constitué par l'ensemble des exercices de crise conduits ces dernières années.

En 1999, la DSIN a engagé la révision des procédures définies et adressées aux exploitants pour l'alerte de l'Autorité de sûreté, afin de tenir compte de ces enseignements. Outre les règles en matière de déclenchement de PUI, il est prévu d'évoquer le cas des situations justifiant l'engagement du PPI en mode réflexe (cf. § 4 | 2) et de préciser les règles de mobilisation de l'Autorité de sûreté et de l'IPSN pour certains incidents ne nécessitant pas le déclenchement du PUI. Ces nouvelles procédures d'alerte devraient être rendues applicables en 2000.

4 | 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.

A la fin de 1997, il avait été défini le principe d'une phase réflexe d'intervention des PPI, pour tenir compte de la dynamique de mise en place des différents acteurs dans le cas d'accidents à cinétique rapide. Les travaux conduits depuis lors ont précisé ce nouveau concept :

- la phase réflexe 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 entraî-

nant le dépassement hors du site d'un niveau d'intervention dans un délai inférieur à 6 heures ; pour les autres types d'accident, le préfet met en place une organisation de veille sans engager d'intervention hors du site ;

- des critères objectifs pour déterminer l'engagement de la phase réflexe ont été définis par EDF et validés par la DSIN après examen de l'IPSN ; ces critères comportent des paramètres identifiés à l'avance et facilement accessibles à l'opérateur en salle de commande, caractéristiques de situations accidentelles pouvant justifier l'engagement de la phase réflexe ;
- de nouveaux niveaux d'intervention, reposant sur les recommandations internationales les plus récentes, ont été proposés par la DGS ; les modalités de leur usage ont été discutées et précisées.

Ces différents sujets, ainsi que les nouvelles modalités d'organisation des PPI, seront fixés dans une circulaire en préparation par la DDSC, dont la diffusion aux préfets est attendue en 2000.

Ces évolutions majeures dans la conception des PPI viennent compléter les mesures de distribution préventive d'iode stable décidées et mises en œuvre en 1997. La mise en application de ces nouvelles mesures au niveau de chaque PPI donnera une nouvelle occasion de développer l'information du public et des élus, notamment au travers des CLI.

4 | 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), au cours desquels une distribution réelle de comprimés factices, dans un contexte d'urgence, a été menée, ont vite montré la difficulté de cette façon de faire. Outre les délais nécessaires, cette méthode portait en elle un paradoxe : on demandait en même temps à la population de se mettre à l'abri et à des équipes de secours de faire une distribution d'urgence de comprimés en porte à porte. Ainsi, en avril 1996, le secrétaire d'Etat à la santé a annoncé l'intention de distribuer préventivement des comprimés d'iode stable aux populations vivant autour des centrales nucléaires. Après avoir réglé les questions techniques et administratives liées à cette opération, le Premier ministre confirmait cette annonce par une instruction du 10 avril 1997.

Après la réalisation de la distribution préventive des comprimés, les exercices ont montré la nécessité de poursuivre l'amélioration de ce dispositif. Par ailleurs, l'autorisation de mise sur le marché accordée pour les comprimés distribués en 1997 prévoit un délai de péremption de 3 ans. Dans ces conditions, une nouvelle campagne de mise à disposition préventive de comprimés d'iode stable devrait avoir lieu en 2000.

La DSIN a participé aux divers travaux interministériels menés en vue de cette nouvelle campagne. Elle a attiré l'attention sur deux problèmes particuliers observés à la suite de la première campagne de distribution de 1997 :

- estimant insuffisant le taux de distribution préventive de l'iode (60 % en moyenne dans le périmètre des PPI des centrales nucléaires), les préfetures ont tendance à envisager, au cours des exercices, une distribution complémentaire en urgence pour les personnes qui ne disposent pas d'iode stable. Une telle distribution complémentaire ne pourrait être assurée que par un déplacement des personnes dépourvues d'iode stable vers des points d'approvisionnement, ou par une distribution systématique à toute la population par des services de secours. La DSIN estime qu'il serait préférable d'assurer une meilleure distribution préventive pour la population la plus proche des sites nucléaires ;
- afin d'améliorer le taux de distribution préventive des comprimés, il sera nécessaire, lors du choix des modalités de la nouvelle distribution, de tenir compte du retour d'expérience de la première distribution effectuée en 1997.

L'organisation de crise en cas d'accident de transport de matières radioactives

En cas d'accident de transport survenant sur le territoire national et entraînant le déclenchement d'un plan de secours spécialisé transport de matières radioactives (PSS-TMR), l'Autorité de sûreté exerce les mêmes missions que lors d'un accident survenant sur une INB. Toutefois, sa mission de contrôle des actions de l'exploitant s'exerce sur l'expéditeur, le transporteur des colis impliqués et éventuellement le commissionnaire du transport.

Etant donné que les accidents peuvent survenir en des endroits où la DRIRE territorialement compétente ne dispose pas de DIN, l'Autorité de sûreté a adressé à toutes les DRIRE un guide d'intervention en cas d'accident de transport de matières radioactives. Ce guide permet aux agents des DRIRE ne disposant pas de DIN d'être informés afin de conseiller, en liaison avec l'Autorité de sûreté, les autorités locales concernées par l'accident.

Par ailleurs, l'Autorité de sûreté anime un groupe de travail associant l'IPSN et Transnucléaire, afin d'établir un protocole fixant les relations entre ces trois entités, en cas d'accident survenant lors d'un transport effectué sous la responsabilité de Transnucléaire. Il est prévu de réaliser un exercice de crise sur le transport avant la fin de l'année 2000.

L'Autorité de sûreté participe également à un groupe de travail interministériel chargé de rédiger une circulaire guide à l'attention des préfets pour l'élaboration des PSS-TMR.

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. La durée de l'exercice de Fessenheim (16 heures) a permis à cette cellule de fonctionner sur une durée significative.

En marge de ces travaux, la DSIN a poursuivi l'animation des travaux d'évaluation de la contamination radioactive du sol et des aliments en France à la suite de la catastrophe de Tchernobyl du 26 avril 1986. En 1997, ce sujet avait donné lieu à un rapport, rédigé par l'IPSN, sur les conséquences radioécologiques et dosimétriques de l'accident de Tchernobyl en France, à partir de l'interprétation de l'ensemble des données recueillies depuis 1986. Ce travail avait été présenté lors de la réunion du CSSIN du 16 décembre 1997. Depuis, les travaux ont plus particulièrement porté sur l'exploitation des données biologiques disponibles sur la contamination de l'homme par ingestion de denrées contaminées, afin de confirmer les estimations présentées dans le rapport de 1997. En conclusion de ces travaux, l'IPSN a publié en 1999 un document intitulé « Les retombées en France de l'accident de Tchernobyl ».

Cet exemple particulier fournit un bon support à la réflexion sur la démarche qui pourrait être adoptée pour évaluer la contamination du sol et des aliments qui résulterait d'un accident nucléaire, même de gravité moindre que la catastrophe de Tchernobyl.

5 CONCLUSION

Un effort constant est fourni pour faire progresser la connaissance des problèmes soulevés par un accident nucléaire et améliorer les réponses à y apporter. A cet égard, l'année 2000 sera une année importante avec la présentation et le début de la mise en œuvre de la nouvelle approche pour les PPI. L'année 2000 devrait également permettre de poursuivre les réflexions et les travaux dans le domaine post-accidentel.

Les installations nucléaires de base et le transport de matières radioactives, dont l'Autorité de sûreté assure le contrôle, présentent un risque d'exposition des personnes aux rayonnements ionisants (rayonnement électromagnétique de haute fréquence (rayons X ou gamma) ou de particules (alpha, bêta ou neutrons)), appelé couramment risque radiologique.

En présence de ce risque, il convient de prendre des dispositions nécessaires pour, d'une part, prévenir les accidents et en limiter les conséquences (ceci relève du domaine de la sûreté), et, d'autre part, mesurer et limiter, en situation normale ou accidentelle, l'exposition des travailleurs et de la population (ceci est l'objet de la radioprotection).

La sûreté nucléaire et la radioprotection ont donc le même objectif, à savoir la protection de l'homme contre les effets nocifs des rayonnements ionisants, y compris par les atteintes portées à l'environnement. Il en résulte pour l'Autorité de sûreté la nécessité de bien connaître les principes et les règles de radioprotection, et de les intégrer dans ses activités courantes.

1 GÉNÉRALITÉS SUR LA RADIOPROTECTION

1 | 1

Notions de base sur le risque radiologique

Les effets nocifs sur l'homme des rayonnements ionisants sont connus sous deux formes :

- des effets déterministes qui apparaissent systématiquement au-dessus d'un certain seuil d'exposition ; la gravité du dommage augmente avec l'exposition et les effets sont, en général, très précoces ;
- des effets stochastiques, observés à des doses plus faibles que dans le cas précédent, qui apparaissent de manière aléatoire et différée chez les individus exposés, généralement sous la forme de cancer. La probabilité d'apparition d'un tel effet augmente en fonction de l'exposition ; la gravité de l'effet est indépendante de la dose.

La radioprotection doit permettre d'éviter l'apparition des effets déterministes et de réduire au maximum les effets stochastiques. Aux faibles doses et pour les besoins de la radioprotection, il est utilisé une grandeur calculée, servant d'indicateur du risque d'effets stochastiques liés à l'exposition aux rayonnements ionisants : la dose efficace (exprimée en sieverts (Sv)). Le calcul de la dose efficace prend en compte l'énergie des rayonnements absorbée par les différents tissus et organes du corps humain exposés (ramenée à l'unité de masse, on parle de dose absorbée, exprimée en grays (Gy)), pondérée en fonction de la nature des rayonnements et de la sensibilité aux rayonnements des tissus et organes irradiés. Les facteurs de pondération qui interviennent dans ce calcul sont déterminés à partir des connaissances scientifiques sur les effets des rayonnements ionisants sur l'homme, notamment par l'observation des groupes de personnes exposées à l'occasion d'événements exceptionnels (bombardement d'Hiroshima et de Nagasaki, catastrophe de Tchernobyl...). Ces observations portent sur des valeurs d'exposition relativement élevées (supérieures à 0,2 Sv) et quasiment instantanées, ou à des débits de dose importants.

Pour les très faibles doses ou débits de dose (cas le plus couramment observé pour les activités nucléaires), le risque n'est pas connu : il n'est pas possible de démontrer l'existence d'effets stochastiques, ni l'innocuité des expositions. Face à cette incertitude, la communauté internationale a adopté une attitude prudente, en retenant l'hypothèse d'une relation linéaire sans seuil (le risque décroît proportionnellement à la dose, jusqu'à la valeur nulle) entre le niveau d'exposition et la probabilité d'apparition d'un cancer radio-induit, quel que soit le débit de dose.

Concrètement, l'exposition d'une personne aux rayonnements ionisants peut exister sous deux formes différentes : une exposition externe lorsque la source est à l'extérieur de l'organisme ; une exposition (ou contamination) interne lorsque la source de rayonnement est absorbée à l'intérieur de l'organisme.

L'exposition externe d'une personne peut se produire de diverses manières :

- à partir d'une source de rayonnements externe et distante, qui peut être ponctuelle, ou au contraire de grande dimension et diffuse, par exemple un rayonnement d'origine cosmique ou lors d'un examen médical :

- radiodiagnostic : exploration des structures anatomiques, l'image étant obtenue par un faisceau de rayons X,
- radiothérapie par utilisation d'un faisceau X ou γ (accélérateur ou bombe au cobalt) ;

l'exposition diminue si l'on s'éloigne de la source et disparaît si celle-ci est supprimée ou si un écran efficace est interposé ;

- par la présence de substances radioactives sur la peau (on parle aussi de contamination externe), par exemple à la suite d'un contact avec un objet contenant de telles substances libres ; pour supprimer l'exposition, il convient de nettoyer la surface du corps de façon appropriée.

L'exposition interne peut intervenir de différentes façons :

- par inhalation de substances radioactives dans l'air ;
- par ingestion de produits contaminés (par exemple des aliments) ;
- par pénétration transcutanée d'une contamination externe ;
- lors d'un examen médical :

- diagnostic, scintigraphie : dans ce cas, l'image de l'organe est obtenue grâce à l'émission γ du radioélément injecté,
- radiothérapie métabolique avec injection de substances radioactives.



Station de prélèvement d'air de l'OPRI au CEA-Grenoble

L'exposition interne dure tant que les substances radioactives demeurent dans le corps ; elle diminue avec le temps en fonction de la décroissance radioactive des radioéléments incorporés et de leur élimination naturelle par excrétion.

Les sources d'exposition de l'homme, par les différentes voies indiquées ci-dessus, sont multiples :

- d'origine naturelle : inhalation de radon (gaz naturel radioactif), exposition tellurique (exposition externe venant du sol), exposition aux rayons cosmiques et ingestion de radioéléments naturels (potassium 40...) contenus dans les aliments ;
- résultant des activités humaines : utilisation médicale des rayonnements ionisants, industrie nucléaire, essais aériens d'armes atomiques, etc.

Le schéma ci-dessous donne des ordres de grandeur des doses, exprimées en millisieverts (mSv), provoquées par ces diverses sources.

Ordre de grandeur des doses annuelles reçues à partir des différentes sources d'exposition

| | |
|---|----------------|
| Exposition moyenne d'origine naturelle | 2,4 mSv |
| Radon (inhalation) | 1,2 mSv |
| Tellurique (externe) | 0,4 mSv |
| Cosmique (externe) | 0,4 mSv |
| Alimentation (ingestion) | 0,4 mSv |
| Exposition résultant d'activités humaines | 1,2 mSv |
| Médical | 1,0 mSv |
| Industrie nucléaire, essais de bombes en atmosphère, autres activités | 0,2 mSv |
| Total annuel | 3,6 mSv |

(Source : J. Piechowski – DGS – Contrôle n° 123 – juin 1998)

1 | 2

Les principes généraux de radioprotection

En dehors du problème spécifique de l'exposition de l'homme au radon, la radioprotection s'applique principalement aux expositions résultant d'activités humaines, que l'on distingue en deux catégories :

- celles qui entraînent un surcroît d'exposition des individus fortuit et non volontaire, du fait du rayonnement naturel, par exemple certaines industries traitant des matières premières riches en radioéléments naturels, le thermalisme, la navigation aérienne, etc. ;
- celles qui entraînent un surcroît d'exposition des individus provenant d'une source artificielle ou d'une source naturelle de rayonnement lorsque des radioéléments naturels sont traités en raison de leurs propriétés radioactives, fissiles ou fertiles. Il s'agit alors d'activités nucléaires, couramment appelées « pratiques ».

La radioprotection traite également des interventions en cas d'urgence radiologique (accident survenant lors de l'exercice d'une pratique) ou en cas d'exposition durable résultant par exemple des suites d'un accident nucléaire ou de pratiques anciennes mal gérées du point de vue de la radioprotection (par exemple : dépôt anarchique de matières radioactives abandonnées, telles que des aiguilles de radium, des déchets...).

Pour ces différentes situations, la radioprotection est assurée dans le respect des principes généraux décrits ci-après. La définition de ces principes est le fruit de travaux internationaux menés au sein de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR), organisme non gouvernemental créé en 1928 et composé d'experts cooptés venant de différents pays. Cette commission émet régulièrement des recommandations dont certaines sont reprises par des instances internationales ou supranationales (AIEA, Commission européenne) puis dans la réglementation de chaque pays. Les principes décrits ci-dessous figurent dans la recommandation n° 60 de la CIPR, qui sert de fondement à la directive européenne 96/29/Euratom du 13 mai 1996, dite directive « normes de base » (voir § 1 | 3).

• Principe de justification

Le principe de justification s'applique uniquement aux pratiques, au sens indiqué ci-dessus. Selon ce principe, une activité nucléaire ne peut être autorisée que s'il apparaît que ses avantages sanitaires, sociaux, économiques, scientifiques ou autres sont justifiés au regard des risques dus à l'exposition aux rayonnements ionisants auxquels elle peut soumettre les personnes. C'est en application de ce principe qu'est interdite l'addition intentionnelle de radioéléments artificiels aux aliments, aux produits hygiéniques ou aux produits de beauté.

• Principe d'optimisation

Le principe d'optimisation consiste à maintenir les expositions aux rayonnements ionisants aussi bas que raisonnablement possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux, et dans le respect des limites de doses indiquées ci-après. Ce principe est couramment désigné par le terme ALARA (As Low As Reasonably Achievable). Ce principe est la conséquence de l'hypothèse retenue pour les effets des rayonnements ionisants aux faibles doses (hypothèse de la relation linéaire sans seuil ; voir § 1 | 1) qui conduit à chercher à réduire les expositions autant que faire se peut.

• Principe de limitation des doses

Le principe de limitation des doses conduit à fixer, par voie réglementaire, des limites à respecter pour l'exposition des personnes résultant d'activités nucléaires. En pratique, des limites distinctes (exprimées en équivalents de dose) sont fixées pour le public (actuellement 5 mSv/an) et pour les personnes travaillant dans une activité nucléaire (actuellement 50 mSv/an). Il est envisagé, dans le cadre de la transposition de la directive « normes de base » évoquée ci-dessus, de ramener prochainement ces limites (exprimées en dose efficace) respectivement à 1 mSv/an et 20 mSv/an. Ces limites n'ont pas par elles-mêmes de signification sanitaire mais sont nécessaires à la bonne gestion de l'exposition des personnes selon leur statut. Des limites d'exposition sont également fixées pour certains organes sensibles (cristallin, peau, mains, avant-bras, pieds et chevilles). Selon la CIPR, les limitations de dose ont pour objectifs de prévenir les effets déterministes, de limiter les effets stochastiques et de garantir que l'optimisation ne conduit pas à une dose individuelle inacceptable.

Ces limites ne s'appliquent pas aux personnes exposées à des fins médicales ni en cas de situation d'urgence radiologique. Dans ce dernier cas, les interventions destinées à prévenir ou à réduire l'exposition des individus aux rayonnements provoqués par la situation d'urgence sont menées en fonction de niveaux d'intervention, qui sont des valeurs de dose auxquelles certaines interventions devraient être envisagées. Ces niveaux ne constituent pas des limites à respecter mais des indicateurs pour orienter la décision (voir chapitre 7).

1 | 3

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).

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 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'Autorité de sûreté nucléaire (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) dépendant du Premier ministre ;
- 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 (AFSSPS).

Le cadre législatif et réglementaire décrit ci-dessus va être profondément modifié par la transposition de la directive européenne du 13 mai 1996, dite « normes de base », qui remplace les précédentes directives de 1980 et 1984 portant sur le même sujet. Cette directive, dont la transposition en droit français est en cours (cf. § 2|1), est fondée pour une bonne part sur la recommandation n° 60 de la CIPR ; elle 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 (cf. § 1|1) ;
- une réaffirmation et une actualisation de la définition des principes de justification, d'optimisation et de limitation des doses (cf. § 1|2) ;
- une réduction des limites de dose annuelles pour le public et les travailleurs (cf. § 1|2), 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.

1 | 4

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. chapitre 3 § 1|3) 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. chapitre 3 § 1|6). 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.



**Intervention
lors d'un arrêt
de réacteur**

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...).



Contrôle en sortie de zone contrôlée

En dehors des 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 (Autorité de sûreté nucléaire 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, en cas d'accident radiologique, 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 l'accident, à en limiter les conséquences et à prendre les mesures adaptées pour protéger les personnes contre les effets de l'accident (cf. chapitre 7).

1 | 5

Le cas du transport des matières radioactives

La réglementation des transports de matières radioactives et fissiles à usage civil est développée au chapitre 9 de ce rapport.

Il existe de nombreuses exigences réglementaires relatives au transport (agrément des colis, étiquetage, stationnement...). La protection radiologique des travailleurs et de la population est assurée par le respect :

- du niveau de rayonnement en tout lieu normalement occupé d'un véhicule. Dans le cas où des dispositifs individuels de surveillance radiologique ne sont pas utilisés, le débit de dose ne doit pas excéder 0,02 millisievert par heure ;
- des distances entre les colis, suremballages, conteneurs et citernes et les aires de séjour et postes de travail régulièrement occupés. Ces distances sont évaluées pour une durée d'exposition ne dépassant pas 250 heures par an et fondées actuellement sur une limite de dose de 5 mSv pendant toute période de 12 mois ;
- de certaines limites, telles que les débits d'équivalent de dose à la surface et à proximité des colis, les limites de contamination fixée et non fixée sur les surfaces, etc.

L'ensemble de ces dispositions et de ces limites est précisé, en ce qui concerne le transport routier, dans l'arrêté du 5 décembre 1996 (et ses annexes) modifié par l'arrêté du 17 décembre 1998, dit arrêté

ADR, relatif au transport des marchandises dangereuses par route. Des textes comparables existent pour les autres modes de transport.

Concomitamment, les dispositions des décrets n° 86-1103 et 75-306 modifiés relatifs à la protection contre les dangers des rayonnements ionisants sont applicables aux transports par route privés et aux entreprises de transport et de travail aériens, sauf dérogation.

En outre, l'édition de 1996 du règlement des transports des marchandises par route de l'AIEA (recueil ST-1) prévoit l'établissement d'un programme de radioprotection intégrant notamment :

- une formation au risque radiologique ;
- les dispositions prises, selon l'exposition professionnelle annuelle (exposition inférieure à 1 mSv, comprise entre 1 et 6 mSv, supérieure à 6 mSv) pour assurer une surveillance adaptée des travailleurs et des lieux de travail.

Ces recommandations devraient être transposées dans les réglementations modales pour être applicables à compter du 1^{er} janvier 2001.

2 LES ACTIONS DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ DANS LE CHAMP DE LA RADIOPROTECTION

2 | 1

Travaux sur l'évolution de la réglementation nationale

L'évolution de la réglementation sur la radioprotection est marquée par la transposition dans le droit national de la directive européenne 96/29/Euratom du 13 mai 1996, dite directive « normes de base » (cf. § 1|3), applicable au plus tard le 13 mai 2000. En France, les travaux de transposition sont menés dans le cadre d'un comité interministériel mis en place par le Premier ministre à la fin 1996, animé conjointement par la Direction générale de la santé et la Direction des relations du travail. Ils portent sur la préparation d'un texte de loi et de plusieurs décrets, devant conduire à une clarification significative du cadre actuel. Bien que la directive n'impose aucune mesure en matière d'organisation administrative au sein des Etats membres, les travaux de transposition sont étroitement liés aux réflexions sur l'évolution du contrôle des activités nucléaires en France.

La DSIN, qui est représentée au comité de transposition, participe activement à ses travaux. Depuis la mi-98, elle pilote la préparation des dispositions réglementaires concernant les régimes de déclaration et d'autorisation des activités nucléaires concernées par la directive. Ces dispositions portent plus précisément sur :

- les critères d'exemption dispensant l'exercice d'une activité nucléaire de toute déclaration ou autorisation préalable ; cela concerne, par exemple, des activités mettant en œuvre des substances radioactives dont la quantité totale présente ou la concentration de radioactivité sont inférieures à des seuils fixés par la directive ;
- la définition des différents régimes de déclaration ou d'autorisation applicables aux activités nucléaires, en cohérence avec le cadre législatif existant en France (code de la santé, loi sur les installations classées pour la protection de l'environnement, loi du 2 août 1961 applicable aux INB, code minier...). Outre la clarification et la simplification de certaines procédures actuelles, la transposition de la directive devrait conduire à modifier le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 modifié relatif aux installations nucléaires de base 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 ;
- les conditions d'élimination, de recyclage ou de réutilisation des matières contenant des substances radioactives résultant de l'exercice d'une activité nucléaire. En ce qui concerne les INB, la DSIN a rappelé sa position consistant à ne pas fixer de seuils universels de libération (seuils de radioactivité en dessous desquels un déchet contenant des substances radioactives résultant de l'exercice d'une activi-

té nucléaire pourrait être repris dans n'importe quelle filière, sans contrôle pour tenir compte de la radioactivité résiduelle qu'il contient), bien que la directive autorise une telle possibilité. L'approche retenue par la DSIN est la définition, par l'exploitant d'une INB, de zones à l'intérieur desquelles sont produits des déchets pouvant être radioactifs, et l'élimination, le recyclage ou la réutilisation de ces déchets dans des filières spécialement autorisées à cet effet, au vu d'une étude d'impact et après consultation ou information du public (cf. chapitre 10).

2 | 2

Prise en compte de la radioprotection dans les documents de sûreté

La DSIN a engagé en 1999 une réflexion sur l'évolution du contenu des documents de sûreté (rapports de sûreté et règles générales d'exploitation) soumis par les exploitants d'INB en application du décret du 11 décembre 1963, concernant la radioprotection. Cette évolution est motivée par deux arguments :

- la transposition de la directive « normes de base » conduira à modifier le référentiel sur la radioprotection, et il appartient à l'Autorité de sûreté, dans le cadre de l'application du décret du 11 décembre 1963, de veiller à la prise en compte de cette évolution dans les documents de sûreté ;
- l'Autorité de sûreté attache une importance croissante aux problèmes de radioprotection liés à l'exploitation des INB, d'autant plus que les années récentes ont été marquées par des incidents significatifs dans ce domaine ; or il apparaît que les éléments fournis par les exploitants d'INB dans les documents de sûreté sont parfois insuffisants en ce qui concerne la radioprotection.

A cet effet, la DSIN est en train de mettre au point des plans types des chapitres sur la radioprotection des rapports de sûreté et des règles générales d'exploitation des INB, avec l'aide de l'OPRI et de l'IPSN. L'objectif est d'obtenir, de la part des exploitants d'INB, les éléments essentiels et actualisés (principes, justifications, démonstrations, règles de base) concernant notamment l'identification des risques radiologiques, l'organisation des zones de radioprotection, les dispositions pour la protection des personnes, la prévention des risques d'exposition et de dissémination des substances radioactives, la surveillance, etc. Après une étape de préparation de ces plans types, la DSIN engagera en 2000 une discussion avec les exploitants d'INB, en vue de leur mise en application.

Parallèlement à cette démarche, la DSIN a entrepris une réflexion en vue de préciser sa politique en matière d'approbation des documents de sûreté ; ce sujet concerne en particulier les parties relatives à la radioprotection.

2 | 3

Contenu des études d'impact radiologique dans le cadre des demandes d'autorisation de rejets des INB

Pour l'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, la DSIN, en concertation avec la DGS, a demandé à l'IPSN, en avril 1999, de préparer un guide pour l'examen de l'étude d'impact radiologique fournie par les exploitants d'INB dans les dossiers de demande d'autorisation de rejets d'effluents radioactifs (cf. § 1 | 4). Cette demande est notamment fondée sur :

- le retour d'expérience des premiers dossiers présentés par les exploitants dans le cadre du décret du 4 mai 1995 ;
- les conclusions d'un groupe de travail animé par la DGS, consacré à l'évaluation de l'impact sanitaire des INB en fonctionnement normal ; ces conclusions ont été validées par le Conseil supérieur d'hygiène publique de France en octobre 1998 ;
- le besoin d'afficher plus clairement les critères et la méthodologie retenue pour l'estimation de l'impact radiologique.

Ce guide, qui devrait être prêt au cours de l'année 2000, est principalement destiné aux différents services - dont l'Autorité de sûreté - impliqués dans l'instruction des demandes d'autorisation de rejets,

afin de vérifier que l'étude remise par l'exploitant comporte les éléments pertinents pour la démonstration de l'impact radiologique. Il sera public, et par conséquent connu des exploitants d'INB, mais aussi de toutes personnes intéressées par ce sujet.

Parallèlement à cette démarche, la DSIN et l'IPSN ont précisé en 1999 les modalités d'examen des demandes d'autorisation de rejets d'effluents et de prélèvements d'eau des INB (cf. procédure décrite au chapitre 3 § 1 | 6), afin d'améliorer la rapidité et l'efficacité de l'instruction des demandes. Les principes retenus sont les suivants :

- à la réception d'une demande d'autorisation, l'examen du dossier accompagnant la demande se limite à la vérification de la recevabilité du dossier en vue de la poursuite de la procédure, c'est-à-dire du caractère complet et suffisant du dossier et de l'absence d'incohérences manifestes ; à ce stade, il n'est pas vérifié la validité des informations et des résultats de calculs, qui relève de la responsabilité de l'exploitant pétitionnaire ;
- au cours de l'instruction, outre les consultations menées localement, l'Autorité de sûreté procède à un examen détaillé du dossier avec l'appui technique de l'IPSN et en liaison avec la DGS et l'OPRI, notamment pour vérifier la validité de l'étude d'impact radiologique, en vue de statuer sur la demande d'autorisation et de définir les prescriptions réglementaires que devra respecter l'exploitant.

2 | 4

Prise en compte de la radioprotection dans les activités de contrôle

Depuis 1996, l'Autorité de sûreté effectue dans les INB des inspections sur le thème de la surveillance radiologique.

Considérant que la radioprotection est un indicateur au même titre que la sûreté pour apprécier l'état des INB, l'Autorité de sûreté a réalisé en 1999 41 inspections centrées sur le thème de la radioprotection, dont les mesures de radioactivité et la propreté radiologique.

Afin de définir une méthodologie pour effectuer des inspections sur le thème de la radioprotection, l'Autorité de sûreté élabore actuellement un guide d'inspection dans ce domaine. Ce guide sera testé sur les INB au cours de l'année 2000.

A titre d'exemple, les actions de l'Autorité de sûreté dans le domaine de la radioprotection vis-à-vis des CNPE sont explicitées au chapitre 11 § 5.

La DSIN est chargée depuis le 12 juin 1997 de la réglementation de la sûreté du transport des matières radioactives et fissiles à usage civil et du contrôle de son application.

Il convient de noter que la réglementation du transport de matières radioactives comporte deux objectifs distincts :

- la sécurité, ou protection physique, consiste à empêcher les pertes, disparitions, vols et détournements des matières nucléaires (matières utilisables pour des armes) ; le Haut Fonctionnaire de défense (HFD) auprès du ministre de l'économie, des finances et de l'industrie en est l'autorité responsable ;
- la sûreté, quant à elle, consiste à maîtriser les risques d'irradiation, de contamination et de criticité présentés par le transport des matières radioactives et fissiles, afin que l'homme et l'environnement n'en subissent pas les nuisances. Le contrôle de la sûreté est du ressort de la DSIN.

En application des instructions ministérielles du 16 août 1999, le contrôle du transport de matières radioactives ou fissiles intéressant la défense nationale relève selon les cas du Haut Commissaire à l'énergie atomique ou du ministre de la défense.

1 PRÉSENTATION GÉNÉRALE

1 | 1

Les colis

Le mot colis désigne l'emballage avec son contenu radioactif tel qu'il est présenté pour le transport. La réglementation définit plusieurs types de colis en fonction des caractéristiques de la matière transportée, telles que son activité totale, son activité spécifique, sa forme physico-chimique, son éventuel caractère fissile. Pour chaque radionucléide, on définit un niveau d'activité de référence, d'autant plus faible que le produit est nocif.

Cette valeur est appelée A1 pour les matières sous forme spéciale (caractérisée par l'absence de risque de dispersion) et A2 dans les autres cas. A titre d'exemple, pour le plutonium 239, A1 vaut 2 TBq et A2 vaut $2 \cdot 10^{-4}$ TBq.

Le schéma ci-contre représente les différents types de colis définis par la réglementation.

On distingue de façon schématique les types de colis suivants :

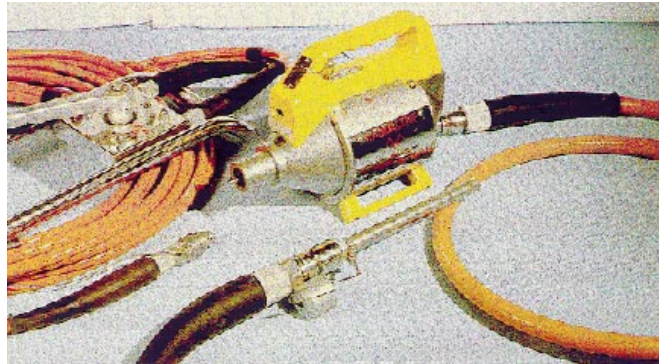
- les colis exceptés : le niveau d'activité du contenu est très faible, inférieur à 10^{-3} A1 ou 10^{-3} A2 ;
- les colis industriels : le contenu est de faible activité spécifique, inférieure à $2 \cdot 10^{-3}$ A1/g ou $2 \cdot 10^{-3}$ A2/g ;
- les colis de type A : l'activité du contenu est inférieure à A1 ou A2 ;
- les colis de type B : l'activité du contenu est supérieure à A1 ou A2.

Types de colis selon activité totale et spécifique

| | | | | |
|---------------------|---|-------------------|--------------|--------------|
| ACTIVITÉ SPÉCIFIQUE | $2 \cdot 10^{-3}$ A2/g | Colis | Colis Type A | Colis Type B |
| | | Exceptés | Colis | Industriels |
| | 70 Bq/g matière non radioactive au titre du transport | Colis | « Normaux » | |
| | | 0 | 10^{-3} A2 | A2 |
| | | Activité du colis | | |



Exemple d'emballage type A d'un générateur de technétium 99



Exemple d'emballage de type B – Gammagraphe contenant une source d'iridium

Cette classification des colis ne s'applique qu'au transport de matière dont l'activité spécifique est supérieure à 70 Bq/g, c'est-à-dire considérée comme radioactive au sens de la réglementation des transports. Les colis dont l'activité spécifique est inférieure à 70 Bq/g sont dits exemptés.

A chaque type de colis correspondent des exigences de sûreté ainsi que des critères de réussite à des épreuves visant à prouver la capacité de l'emballage à résister aux conditions normales ou accidentelles de transport (voir encadré ci-dessous).

Caractéristiques des divers types de colis

Les colis exceptés ne sont soumis à aucune épreuve de qualification ; ils doivent toutefois respecter un certain nombre de spécifications générales comme par exemple un débit de dose maximal à la surface inférieur à 0,005 mSv/h.

Les colis non fissiles industriels ou de type A ne sont pas supposés résister à des situations accidentelles ; toutefois ils doivent résister à certains incidents rencontrés dans les opérations de manutention ou de stockage. Ils sont donc soumis aux épreuves suivantes :

- exposition à un orage important (hauteur de précipitation de 5 cm par heure pendant au moins une heure) ;
- chute sur une surface indéformable d'une hauteur variable selon la masse du colis (maximum 1,20 m) ;
- compression équivalente à 5 fois la masse du colis ;
- pénétration par chute d'une barre standard d'une hauteur de 1 m sur le colis.

A l'issue de ces épreuves, il ne doit pas y avoir perte de matière et la dégradation de la protection radiologique doit être inférieure à 20 %.

Les colis fissiles ou de type B doivent être conçus pour continuer d'assurer leurs fonctions de confinement, de maintien de la sous-criticité et de protection radiologique dans les conditions accidentelles. Ces accidents sont représentés par les épreuves suivantes :

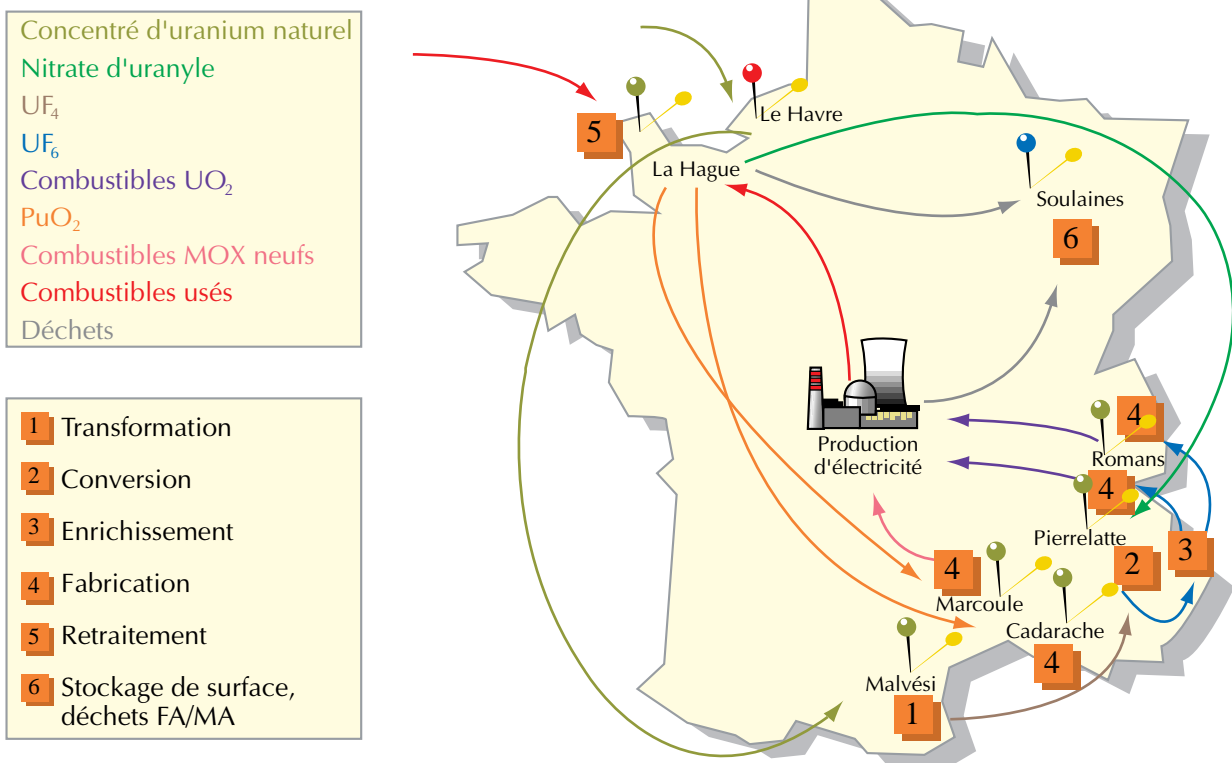
- trois tests en série :
 - chute de 9 m sur une surface indéformable,
 - chute de 1 m sur un poinçon,
 - incendie totalement enveloppant de 800 °C minimum pendant 30 min ;
- immersion dans l'eau d'une profondeur de 15 m pendant 8 h (pour les combustibles irradiés, il s'agit de 200 m).

1 | 2

Les flux

Trois cent mille colis de matières radioactives circulent en France annuellement, soit quelques pour cent du trafic de matières dangereuses. Le plus grand nombre (les deux tiers) est constitué de radioisotopes destinés à un usage médical, pharmaceutique ou industriel. Ces colis sont très divers. Leur radioactivité varie sur plus de douze ordres de grandeur, soit de quelques milliers de becquerels (colis pharmaceutiques) à 10^{15} Bq (combustibles irradiés), et leur masse de quelques kilogrammes à une centaine de tonnes.

L'industrie du cycle électronucléaire engendre des transports de matières radioactives variées : concentrés d'uranium, tétrafluorure d'uranium, hexafluorure d'uranium, appauvri, naturel ou enrichi, assemblages combustibles neufs ou irradiés, à base d'oxyde d'uranium ou d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium (MOX), oxyde de plutonium, déchets des centrales, du retraitement, des Centres du CEA, etc. (voir schéma ci-après). Les plus importants représentent environ 300 transports annuels pour les combustibles neufs, 450 pour les combustibles irradiés, une trentaine pour les combustibles MOX et une soixantaine pour la poudre d'oxyde de plutonium.



Transports associés au cycle du combustible en France

Transports associés au cycle du combustible pour l'industrie électronucléaire en France

Le transport pouvant être international, la France est aussi un pays de transit pour certains de ces transports : ainsi les colis de combustibles irradiés à destination de Sellafield en Grande-Bretagne provenant de Suisse ou d'Allemagne sont embarqués dans le port de Dunkerque.

Les différents acteurs industriels

Les principaux acteurs qui interviennent dans le transport sont l'expéditeur et le transporteur. L'expéditeur est responsable de la sûreté du colis, et il engage sa responsabilité lorsqu'il remet le colis au transporteur par la déclaration d'expédition. D'autres acteurs ont aussi un rôle : le concepteur, le fabricant, le propriétaire des emballages et le commissionnaire de transport (mandaté par l'expéditeur pour l'organisation du transport).

La réalisation dans de bonnes conditions de sûreté d'un transport de matières radioactives exige de mettre en place une chaîne rigoureuse de responsabilités. Ainsi, dans le cas des transports les plus importants :

- l'exploitant nucléaire expéditeur doit être en mesure de caractériser complètement la matière à transporter de manière à choisir le type d'emballage à utiliser et à spécifier les conditions du transport ;
- l'emballage correspondant doit être conçu et dimensionné en fonction des conditions d'utilisation et de la réglementation existante. Le plus souvent, il est nécessaire de réaliser un prototype pour effectuer les épreuves prévues par la réglementation. A l'issue de cette phase, le dossier de sûreté est établi, à l'appui de la demande d'agrément déposée auprès de l'Autorité compétente ;
- dans le cas d'utilisation d'emballages existants, il faut s'assurer de leur conformité aux modèles agréés. Pour cela, le propriétaire d'emballages doit mettre en place un système de maintenance conforme à ce qui est décrit dans le dossier de sûreté et le certificat d'agrément ;
- l'emballage est envoyé au site expéditeur pour y être chargé de la matière à transporter. L'expéditeur doit effectuer les contrôles de sa responsabilité (étanchéité, débit de dose, température, contamination) sur l'emballage chargé avant sa mise sur la voie publique ;
- le transport lui-même est organisé par le commissionnaire de transport. Celui-ci est chargé d'obtenir toutes les autorisations nécessaires et d'envoyer les différents préavis, pour le compte de l'expéditeur. Il doit aussi sélectionner le moyen de transport, la société de transport et l'itinéraire en fonction des exigences énumérées ci-dessus ;
- la réalisation du transport est alors confiée à des sociétés spécialisées, dotées des autorisations et des véhicules nécessaires. En particulier, les conducteurs des véhicules routiers doivent posséder un certain nombre d'agréments spécifiques.

L'organisation du contrôle de la sûreté du transport des matières radioactives

Dans le domaine du contrôle de la sûreté du transport des matières radioactives et fissiles, l'Autorité de sûreté est en charge :

- d'élaborer la réglementation technique et d'en suivre l'application ;
- de mener à bien les procédures d'autorisation (agréments de colis et d'organismes) ;
- d'organiser et d'animer l'inspection ;
- de proposer et d'organiser l'information du public.

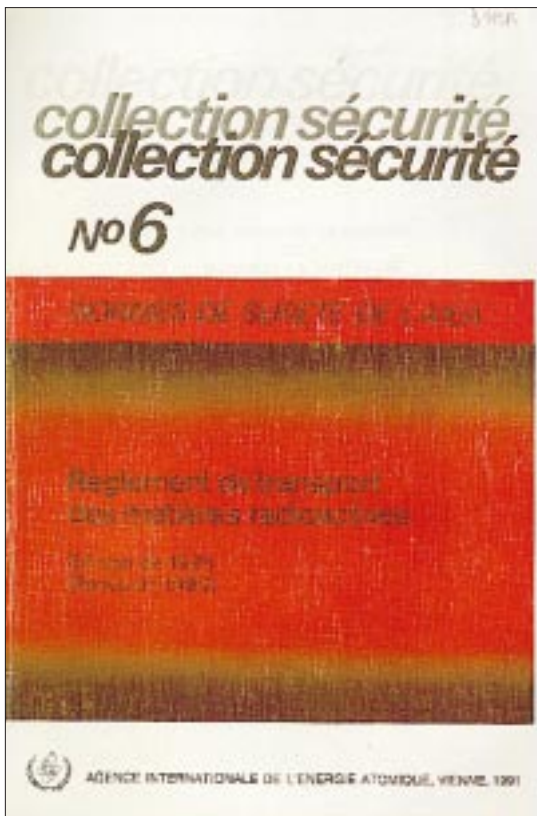
Par ailleurs, l'Autorité de sûreté peut intervenir dans le cadre des plans d'urgence définis par les pouvoirs publics pour faire face à un accident.

Les ministres chargés de la sûreté nucléaire ont créé par décision du 1^{er} décembre 1998 un Groupe permanent d'experts chargé du transport des matières radioactives, à l'instar des GP déjà existants. En fonction de l'importance du sujet, l'expertise effectuée à la demande de la DSIN par l'IPSN pourra ainsi être complétée par un examen en Groupe permanent. Cela a été le cas pour un dossier ponctuel, ainsi que sur des sujets génériques, lors de la première réunion de ce Groupe permanent qui a eu lieu le 11 octobre 1999.

1 | 4 | 1

La réglementation

A la différence de la réglementation technique de la sûreté des installations, propre à chaque Etat, des bases à caractère international ont été élaborées au niveau de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) pour la sûreté du transport.



Les recommandations de l'AIEA pour la sûreté du transport : Safety Series n° 6 – Edition de 1985 revue en 1990

Ces bases ont été reprises pour l'élaboration des réglementations modales de sûreté en vigueur : l'accord ADR pour le transport routier, l'accord RID pour le transport ferroviaire, le règlement ADNRF pour le transport par voie fluviale, le code IMDG et les instructions techniques de l'OACI respectivement pour les transports maritime et aérien, qui ont été repris intégralement en droit français. La DSIN est en relation à cet effet avec les administrations chargées des différents modes de transport (Direction des transports terrestres, Direction des affaires maritimes et des gens de mer, Direction générale de l'aviation civile) et a un représentant à la Commission interministérielle du transport des matières dangereuses (CITMD).

La sûreté du transport est assurée par trois facteurs principaux :

- de façon primordiale, la robustesse de conception des colis ;
- la fiabilité des transports et certains équipements spéciaux des véhicules ;
- l'efficacité de l'intervention en cas d'accident.

Les réglementations se fondent sur les recommandations de l'AIEA, qui spécifient les critères de performance du colis. Les fonctions de sûreté qu'il doit assurer sont le confinement, la radioprotection, la prévention des risques thermiques et de la criticité.

Le degré de sûreté du colis est adapté au danger potentiel de la matière transportée. Pour chaque type de colis (colis exceptés, colis de type industriel, colis de type A, colis de type B), la réglementation définit des exigences de sûreté associées, ainsi que des critères de réussite à des épreuves (voir encadré page 156). Dans ses dernières recommandations de 1996, l'AIEA a introduit un nouveau type d'emballage, dit C, dédié aux transports aériens. Ce concept sera prochainement repris dans la réglementation française.

Cette réglementation ne peut que rester internationale compte tenu que nombre de transports franchissent les frontières. La DSIN s'attache donc à intervenir le plus en amont possible de l'élaboration de cette réglementation, en liaison avec l'IPSN, et notamment au niveau du comité TRANSSAC (Transport Safety Standards Advisory Committee) de l'AIEA où la DSIN a un expert qualifié.

1 | 4 | 2

L'analyse des dossiers de sûreté

La DSIN effectue une analyse critique des dossiers de sûreté proposés par les requérants pour obtenir l'agrément de leurs modèles de colis.

Certains modèles de colis, pour être autorisés en vue du transport sur le sol français, doivent recevoir un agrément de la part de l'administration :

- les matières radioactives sous forme spéciale ;
- les colis de type B et tous les colis de matières fissiles ;
- les expéditions sous arrangement spécial (le colis ne répond pas à tous les critères requis, mais des mesures palliatives ont été prises au niveau des conditions de transport pour que la sûreté ne soit pas inférieure à celle d'un transport normal).

Par délégation des ministres, et après instruction technique des dossiers par l'IPSN, la DSIN délivre les agréments de modèles de colis prévus par la réglementation, et valide les agréments délivrés par les Autorités étrangères pour les transports sur le sol français.



Essai de chute d'un emballage

Ces agréments sont délivrés en général pour une période de quelques années. On compte aujourd'hui environ une centaine de demandes d'agrément par an déposées par des industriels auprès de la DSIN (nouveau modèle de colis, prorogation d'un agrément arrivé à expiration, validation d'un agrément délivré par une Autorité étrangère, arrangement spécial, extension d'un agrément à un contenu différent de celui défini initialement dans les dossiers de sûreté).

De manière générale, l'agrément est donné pour un modèle de colis et non colis par colis. Cet agrément précise toutefois les conditions de fabrication, d'exploitation et de maintenance.

Cet agrément est souvent délivré indépendamment de l'opération de transport à proprement parler, pour laquelle aucun avis préalable n'est requis actuellement de l'Autorité de sûreté, mais qui peut être soumise à des contrôles au titre de la sécurité.

1 | 4 | 3

L'inspection et le contrôle sur le terrain

L'Autorité de sûreté nucléaire a mis en œuvre une organisation d'inspection impliquant les DRIRE au niveau local, à l'instar de ce qui est pratiqué sur les installations nucléaires de base.

Cette organisation permet d'effectuer des contrôles chez les concepteurs, constructeurs, utilisateurs, transporteurs, expéditeurs et leurs sous-traitants, et de suivre la qualité des emballages entre deux délivrances de prorogation d'agrément. A cet égard, la mission de contrôle de la construction de modèles de colis de type B confiée au BCCN début 1998 s'est poursuivie en 1999. Les actions de formation du corps d'inspecteurs « transport » ont été renouvelées en 1999. Elles ont vocation à être assurées périodiquement pour assurer la qualification des inspecteurs.

Action de contrôle d'un transport d'hexafluorure d'uranium transitant par le port de Calais



Une bonne articulation est recherchée, sur un plan réglementaire et pratique, avec les autres Autorités de contrôle chargées notamment de l'inspection des moyens de transport, de l'inspection du travail dans le secteur du transport ou de la protection des matières nucléaires. Ces Autorités peuvent être amenées à interdire un transport après constatation de non-conformités à la réglementation.

1 | 4 | 4

L'organisation de crise en cas d'accident

La sûreté nucléaire vise non seulement à prévenir les accidents, mais aussi à en limiter les conséquences. A cet effet, conformément au principe de la défense en profondeur, il convient de prévoir les dispositions nécessaires pour maîtriser une situation accidentelle, même peu probable. Ces lignes de défense, que l'on peut qualifier d'ultimes, comportent des organisations particulières et des plans d'urgence, impliquant à la fois l'expéditeur et les pouvoirs publics.

Les modalités de secours en cas d'accident sont définies dans les plans de secours spécialisés transport de matières radioactives, conformément au décret n° 88-622 du 6 mai 1988 pris en application de la loi 87-565 du 22 juillet 1987. Ces actions sont supervisées par la Direction de la défense et de la sécurité civiles du ministère de l'intérieur, à laquelle l'Autorité de sûreté apporte son concours.

1 | 4 | 5

L'information du public

Aux termes du décret n° 93-1272 du 1^{er} décembre 1993, la DSIN est chargée de proposer et d'organiser l'information du public sur la sûreté nucléaire. Ainsi, dans le domaine du transport, l'Autorité de sûreté s'appuie sur les pratiques et outils qui lui ont permis, dans le domaine du contrôle des installations, d'instaurer des échanges réguliers et de qualité avec le public et les médias, dans un souci de clarté et de rigueur. On peut notamment noter :

- la rubrique « Transport » de la revue Contrôle, qui détaille les agréments délivrés et les incidents survenus ;
- les échanges avec les médias : conférences, communiqués et rapports publics ;
- l'introduction du transport dans les débats des Commissions locales d'information ;
- l'élaboration d'outils de communication tels que l'échelle INES.

Il convient cependant de noter que certaines opérations de transport peuvent être couvertes par un certain niveau de confidentialité au titre de la sécurité des matières nucléaires.

2 LA RÉGLEMENTATION

2 | 1

La réglementation nationale

Transports terrestres

Par délégation du ministre de l'économie des finances et de l'industrie et de la ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement, le DSIN a cosigné avec le directeur des transports terrestres :

- l'arrêté du 12 mars 1999 relatif à la désignation de l'organisme d'examen pour la délivrance des certificats de conseiller à la sécurité pour le transport par route, par rail ou par voie navigable de marchandises dangereuses, publié le 2 avril 1999 au Journal officiel ;

- la décision du 29 mars 1999 fixant le contenu des dossiers de candidature et les conditions particulières d'examen mentionnées à l'article 7.2 de l'arrêté du 17 décembre 1998 portant transposition de la directive 96/35/CE du Conseil, du 3 juin 1996, concernant la désignation ainsi que la qualification professionnelle de conseillers à la sécurité pour le transport par route, par rail ou par voie navigable de marchandises dangereuses ;
- les arrêtés du 29 juin 1999 portant agrément du Bureau Véritas et du Groupement des APAVE pour ce qui concerne les citernes destinées au transport des matières dangereuses et les flexibles, publiés le 14 octobre 1999 au Journal officiel.

Transports maritimes

Par délégation du ministre de l'économie des finances et de l'industrie et de la ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement, le DSIN a cosigné avec le directeur des affaires maritimes et des gens de mer :

- l'arrêté du 27 janvier 1999 (Journal officiel du 6 février 1999) portant modification de l'arrêté du 23 novembre 1987 modifié relatif à la sécurité des navires ;
- l'arrêté du 19 février 1999 (Journal officiel du 20 mars 1999) portant modification du règlement annexé à l'arrêté du 23 novembre 1987 modifié relatif à la sécurité des navires.



Transport de combustible MOX vers le Japon par bateau

Transports aériens

Par délégation du ministre de l'économie des finances et de l'industrie, et de la ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement, le DSIN a cosigné avec le directeur général de l'aviation civile le 4 juin 1999 un protocole d'accord relatif à l'organisation administrative concernant l'élaboration, l'application et le contrôle des règles relatives au transport par air des matières radioactives et fissiles à usage civil. Ce protocole a pour objectif de gérer la phase transitoire, dans l'attente de la modification de l'arrêté réglementant les conditions techniques d'exploitation d'avions par une entreprise de transport aérien public (arrêté OPS1 du 12 mai 1997 modifié), à l'instar de ce qui a été fait pour les transports terrestres et maritimes. Ce protocole précise notamment les conditions dans lesquelles les inspecteurs de l'Autorité de sûreté nucléaire peuvent participer à des contrôles techniques d'exploitation en coordination avec les services de la Direction générale de l'aviation civile.

2 | 2

La réglementation internationale

La DSIN s'attache à intervenir le plus en amont possible de l'élaboration de la réglementation, en participant notamment aux différents groupes de travail internationaux ou multinationaux existants sur le transport des marchandises dangereuses ou radioactives.

Dans ce cadre, la DSIN est membre du comité TRANSSAC (Transport Safety Standards Advisory Committee) de l'AIEA, et est représentée dans de nombreux groupes de travail par mode de transport en tant qu'expert, lorsque le cas des matières radioactives est abordé. Ainsi, un représentant de la DSIN a participé à la réunion du groupe TRANSSAC qui s'est tenue du 26 au 30 avril 1999 à Vienne.

Par ailleurs, la DSIN est membre du groupe de travail permanent sur la sûreté des transports des matières radioactives de la DG XVII de la Commission européenne. A ce titre, elle a participé en 1999 à deux réunions de ce groupe.

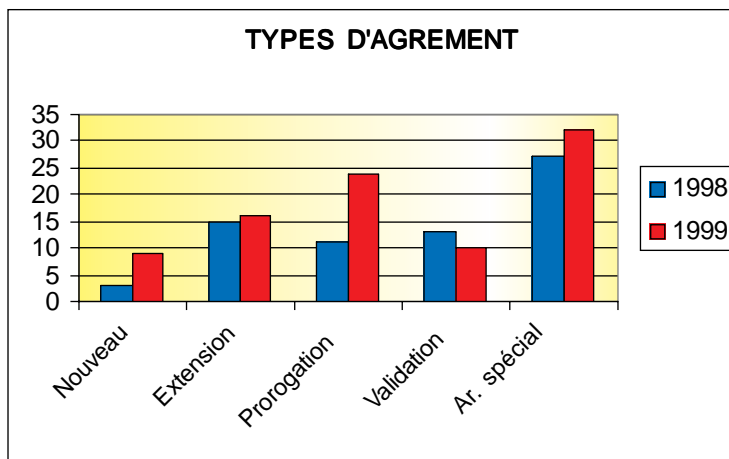
3 L'ANALYSE DES DOSSIERS DE SÛRETÉ

3 | 1

La délivrance des certificats d'agrément de modèle de colis

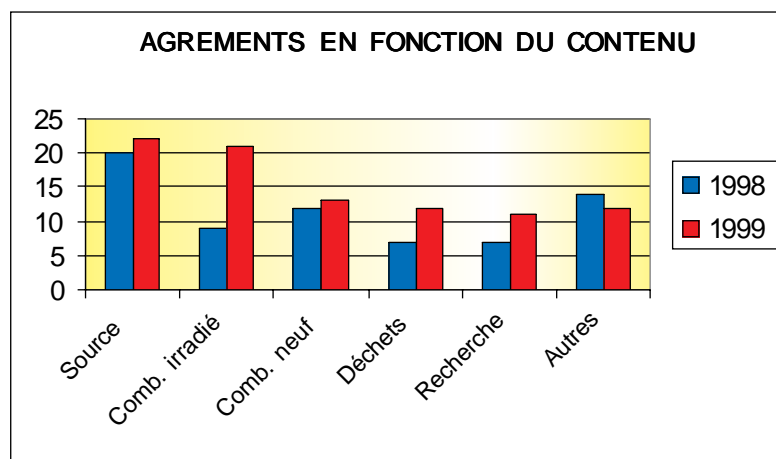
En 1999, la DSIN a délivré 91 certificats, répartis selon leur type de la façon suivante :

- 9 nouveaux agréments ;
- 16 extensions d'agréments ;
- 24 prorogations d'agréments ;
- 10 validations d'agréments ;
- 32 arrangements spéciaux.



La répartition de la nature des transports concernés par ces 91 certificats est la suivante :

- 22 certificats concernent des transports de matières radioactives à usage médical, pharmaceutique ou industriel ;
- 69 certificats concernent des transports intéressant l'industrie du cycle électronucléaire, dont :
 - 21 pour le combustible irradié,
 - 13 pour le combustible neuf,
 - 12 pour les déchets issus d'usines du cycle,
 - 11 liés aux activités de recherche,
 - 12 pour les autres matières du cycle (UF₆, PuO₂...).



Prorogation et extension de l'agrément relatif à l'emballage TN 12/2 (demande de la société Transnucléaire)

Parmi les dossiers actuellement en cours d'examen, la DSIN attache une importance toute particulière à la demande de prorogation et d'extension d'agrément déposée par la société Transnucléaire relative au modèle de colis TN 12/2, chargé d'assemblages combustibles irradiés issus des réacteurs à eau pressurisée ou à eau bouillante, utilisé dans les transports vers La Hague pour le compte d'EDF et de certains exploitants de réacteurs allemands et suisses.

Dans le cadre d'un programme d'étude d'une nouvelle structure interne (panier) destinée à recevoir des combustibles MOX neufs, un essai de chute a été effectué sur une maquette de l'emballage TN 12/2 le 10 novembre 1998. A l'issue d'une chute de 9 mètres réalisée avec un angle différent de celui retenu pour le rapport de sûreté ayant permis l'obtention de l'agrément en vigueur, le capot arrière s'est désolidarisé de l'emballage.

A la demande de l'Autorité de sûreté, Transnucléaire a effectué des essais de chute de l'emballage sur poinçon sans capot arrière, qui ont permis de vérifier le comportement satisfaisant du colis du point de vue de son étanchéité et de sa résistance à l'épreuve de feu réglementaire.

L'Autorité de sûreté a en outre demandé à Transnucléaire de déterminer les angles de chute les plus défavorables du point de vue de la tenue des capots avant et arrière et de réaliser les essais de chute correspondants. En conséquence, le requérant a procédé à de nouveaux essais les 20 et 21 janvier 1999, et des études spécifiques ont été développées dans ce sens. Plus généralement, des compléments de justification élaborés sur la base de ces nouveaux essais seront intégrés aux dossiers de sûreté des modèles de colis de la même famille qui présentent de grandes similitudes (TN 12/1, TN 13/1, TN 13/2 et TN 17/2), dans le cadre des prochaines demandes d'extension ou prorogation.

Agrément relatif à l'emballage LK 100 Z (demande de la société Transnucléaire)

Afin de contribuer à diminuer le taux d'occupation des piscines de combustibles des réacteurs de 900 MW d'EDF, et compte tenu du parc d'emballages actuellement disponibles et des allongements des périodes de rotation des emballages dus au renforcement des procédures de décontamination et de contrôle exigé par la DSIN depuis les événements de mai 1998, la société Transnucléaire a transmis une demande d'agrément multilatéral de l'emballage LK 100 Z destiné au transport de combustibles irradiés. L'historique des emballages LK 100 est le suivant : pour améliorer le système de refroidissement externe et le blindage neutronique de l'emballage LK 100 R, les blocs de résine et les calorex ont été remplacés par un nouveau revêtement de résine et des ailettes en cuivre, donnant lieu au nouveau modèle de colis LK 100 M en 1996. Depuis que des opérations de maintenance, réalisées à l'atelier AMECI de la Hague en 1998, ont révélé un défaut de positionnement des blocs ailetés

des 6 exemplaires existants de LK 100 M, ces emballages ont été retirés de la circulation dans l'attente d'expertises complémentaires. Deux de ces emballages ont été mis hors d'usage. Moyennant diverses dispositions et limitations (contrôle dimensionnel des ailettes et limitation de la puissance thermique notamment), la conformité à la réglementation du modèle de colis a été établie.

Demande d'agrément de l'emballage FCC par FRAMATOME

Au cours de la première réunion du Groupe permanent d'experts chargé du transport des matières radioactives et fissiles, tenue le 11 octobre 1999, a été examinée la demande de la société Framatome relative à l'agrément des emballages FCC-3 et FCC-4, destinés au transport des combustibles neufs. Les compléments de justification à fournir par le requérant ont été définis.



L'emballage FCC pour lequel Framatome a déposé une demande d'agrément

3 | 2

La démarche d'assurance de la qualité

Dans le cadre du suivi de l'assurance qualité des activités liées au transport, deux actions principales ont été entreprises par la DSIN au cours de l'année 1999 : la mise en place d'une fiche de suivi des emballages d'une part, et l'élaboration d'un rapport d'activité par les expéditeurs d'autre part.

Chaque propriétaire français d'emballages de type B ou transportés par arrangement spécial doit tenir à jour, à compter de septembre 1999, une fiche descriptive de la vie de chaque emballage concerné : date de mise en service, modifications subies, date de dernière maintenance, utilisation qui en est faite, etc.

Les expéditeurs exploitants d'INB devront, quant à eux, transmettre une fois par an à l'Autorité de sûreté nucléaire un bilan de leur activité (principaux flux et incidents). Tous les colis de matière radioactive sont concernés.

Le recueil de ces fiches d'emballage et les rapports d'activité des expéditeurs permettront à l'Autorité de sûreté d'avoir une vision plus claire de la situation du parc d'emballages français, et de la nature et des flux des colis en France, à partir de l'année 2000.

Enfin, des réflexions sont en cours afin d'établir un référentiel pour l'élaboration des dispositions d'assurance qualité attendues dans les rapports de sûreté, relatives à la conception et à la fabrication des emballages.

4 L'INSPECTION ET LE CONTRÔLE SUR LE TERRAIN

La mission de contrôle assurée par les inspecteurs des INB, appliquée dans un premier temps aux expéditeurs de colis de type B, a été poursuivie en 1999 en ce qui concerne la qualité des colis de transport. Ainsi, des contrôles ont été effectués non seulement chez les expéditeurs, mais aussi chez les concepteurs, constructeurs et commissionnaires, et sur les sites d'essais réglementaires et sites de maintenance. Cette politique d'inspection a permis notamment de suivre la qualité des emballages entre deux délivrances de prorogation d'agrément. Par ailleurs, des contrôles ont également eu lieu dans le domaine des transports aériens et maritimes où se produisent des ruptures de charge.

Ainsi, 64 inspections ont été menées en 1999 sur le thème des transports de matières radioactives. Une quarantaine se sont déroulées chez des expéditeurs de colis, le reliquat s'est partagé entre les sites de maintenance des emballages, les sites d'essais réglementaires d'emballages, les commissionnaires, les fabricants, les terminaux ferroviaires, maritimes et aériens.

Répartition des inspections

| Objet de l'inspection | Nombre |
|------------------------|--------|
| EDF expéditeur | 26 |
| Autres expéditeurs | 16 |
| Commissionnaires | 3 |
| Concepteurs | 1 |
| Sites d'essais | 1 |
| Fabricants | 4 |
| Sites de maintenance | 2 |
| Transporteurs routiers | 2 |
| Terminaux ferroviaires | 1 |
| Terminaux maritimes | 4 |
| Aéroports | 4 |

En 1999, les inspections dans les INB ont concerné les expéditions de colis de type B et ont été étendues à d'autres types de colis tels que les colis industriels ou de type A.

En ce qui concerne la conception des colis, l'Autorité de sûreté a notamment inspecté les installations du CEA/CESTA situées au Barp (Gironde) ; cette visite avait pour but de vérifier les conditions dans lesquelles sont menées les études de simulation par calculs permettant de compléter le dossier de sûreté de l'emballage IL47, pour lequel une demande d'arrangement spécial et une demande de prorogation d'agrément ont été déposées.

Dans le cadre de sa mission particulière, rappelée au § 1|4|3, le BCCN a réalisé plusieurs visites chez le principal sous-traitant de Transnucléaire, la société Robatel, qui fabrique le nouvel emballage de transport appelé TN-MTR, afin de contrôler les conditions de sa fabrication et l'organisation du système qualité de cet industriel. Par ailleurs, toujours dans le domaine de la surveillance de la fabrication, l'Autorité de sûreté nucléaire a procédé à deux inspections de la société COGEMA à l'usine SOCATRI de Pierrelatte (Drôme) ; ces visites avaient pour but d'examiner l'architecture documentaire du dossier de fabrication de l'emballage COG OP 30B utilisé pour le transport de cylindres d'hexafluorure d'uranium, et de vérifier la conformité des premiers emballages à leur dossier de fabrication.

Les visites effectuées dans les aéroports (Roissy-CDG et Lyon-Satolas), en liaison avec les services de la Direction générale de l'aviation civile, avaient pour objectif de vérifier le respect des dispositions



Chute d'un emballage sur un site d'essai

réglementaires applicables aux compagnies aériennes : procédure d'acceptation, conditions de manutention, contrôles avant chargement ou déchargement des colis, arrimage, formation... et aux expéditeurs : état et conformité à la réglementation des colis, instructions particulières transmises à la compagnie en vue du transport aérien...

Enfin, dans les terminaux maritimes, des visites conjointes ont été menées avec les inspecteurs de la sécurité des navires et du travail maritime. Les inspections au port de Cherbourg (Manche) ont eu lieu à l'occasion du transport de déchets vitrifiés ou de combustibles MOX vers le Japon. Les inspecteurs ont vérifié les dossiers de transport, procédé à divers contrôles radiologiques, examiné les documents à bord des navires tels que les procédures d'arrimage, le plan de radioprotection, ou d'intervention en cas d'urgence. Des contrôles analogues ont eu lieu à Calais (Pas-de-Calais) à l'occasion d'un déchargement de cylindres d'hexafluorure d'uranium et à Sète (Hérault) lors d'une expédition de colis contenant des combustibles neufs à destination de la Chine.

Ces inspections se poursuivront en l'an 2000 et seront étendues aux organismes agréés en charge de certains contrôles techniques ou de la formation des transporteurs.



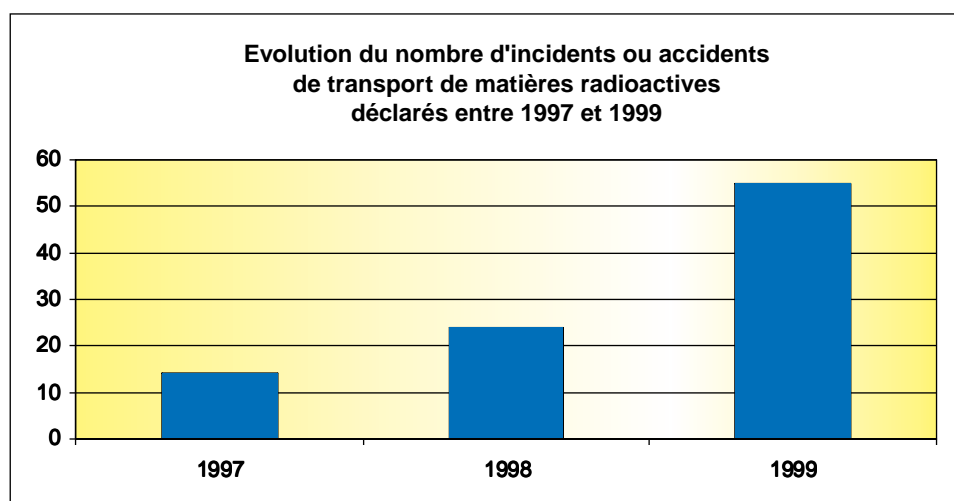
Action de contrôle à l'aéroport de Lyon-Satolas

5 LES INCIDENTS ET ACCIDENTS

La définition de critères de déclaration d'incidents et d'accidents a fait l'objet d'une lettre circulaire adressée par la DSIN le 7 mai 1999 à l'ensemble des expéditeurs. La DSIN demande aux expéditeurs de colis de matières radioactives de la tenir informée de tout événement pouvant survenir au cours d'un transport, qu'il y ait eu ou non des conséquences radiologiques. La DSIN adapte ensuite son action en fonction de la situation. Les principaux événements survenus cette année sont détaillés ci-après par catégories. Ces événements peuvent être de plusieurs types :

- non-conformité de l'emballage ou du contenu à la réglementation générale ou aux prescriptions de l'agrément de modèle de colis ;
- événement lors de la manutention du colis ;
- incident ou accident pendant le transport proprement dit ;
- défaut dans la démonstration de sûreté ayant conduit à la délivrance d'un agrément.

L'évolution du nombre des incidents/accidents déclarés au cours des trois dernières années est illustrée ci-dessous.



Les incidents ou accidents déclarés à partir du 1^{er} octobre 1999 ont fait l'objet d'un classement sur l'échelle INES, dont la DSIN a décidé l'application au transport (voir chapitre 3 § 1|1|4).

5 | 1

Les non-conformités de l'emballage ou du contenu

Contamination des convois de combustibles irradiés

Chaque année, environ 200 colis contenant des combustibles irradiés quittent les centrales nucléaires d'EDF à destination de l'usine de retraitement COGEMA de La Hague. Ces colis sont presque tous transportés par rail jusqu'au terminal ferroviaire de Valognes, propriété de COGEMA, puis, une fois déchargés, continuent leur route par camion jusqu'à l'usine de La Hague, située à 30 km.

1998 a été marqué en France par l'arrêt puis la reprise des transports de combustible irradié au départ des sites d'EDF. Lors des premières inspections menées par la DSIN, en charge du contrôle du transport des matières radioactives et fissiles à usage civil depuis le 12 juin 1997, il a été constaté des contaminations surfaciques d'un pourcentage important des colis et/ou wagons de transport de combustibles irradiés. Les différentes expertises effectuées ont montré que ce dépassement n'a pas eu de conséquence sanitaire pour le public ni pour les travailleurs. Le transport de ce type de matières a

cependant été suspendu en mai 1998. En vue de la reprise, EDF et COGEMA ont présenté à l'Autorité de sûreté un plan d'action. Au cours des inspections menées sur les sites EDF, l'Autorité de sûreté a pu vérifier le renforcement des contrôles (nombre de points et double contrôle par la société SGS-Qualitest), la généralisation des bonnes pratiques issues des analyses menées par EDF et des conclusions de son inspection nucléaire, et une amélioration de la propreté radiologique en zone de chargement des emballages. Plusieurs constats ont cependant été faits sur certains sites au sujet de la maintenance de matériels, de défauts dans l'application des procédures établies au plan national, et de la traçabilité de certaines opérations. Les dispositions prévues pour une information satisfaisante du public ont été appliquées.



Le terminal ferroviaire de Valognes

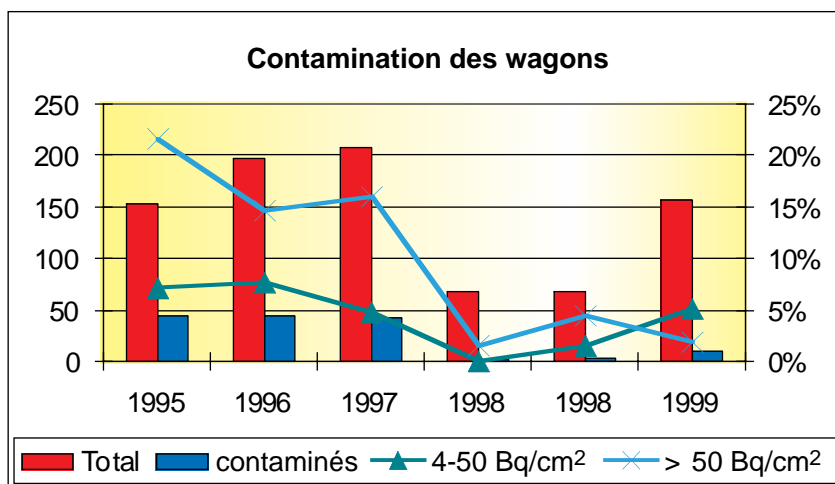
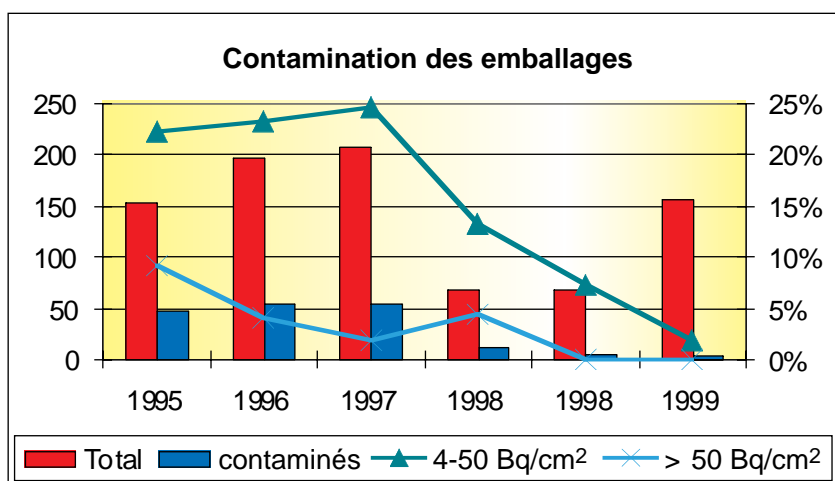
Au début de l'année 1999, l'ensemble des sites EDF ont repris leurs expéditions de combustibles irradiés à destination de l'usine COGEMA de La Hague. Le redémarrage site par site avec un contrôle amélioré de la part d'EDF et une inspection systématique de l'Autorité de sûreté a été nécessaire pour retrouver les conditions normales d'exercice de cette activité.

Le retour de niveaux de contamination élevés (500 à plus de 1000 Bq/cm²) sur les convois issus du Bugey et de Saint-Alban a cependant conduit la DSIN le 8 mars à retenir des convois au départ de ces deux sites et à demander à EDF une analyse détaillée des pratiques de ces sites par comparaison à deux autres sites analogues.

Les investigations détaillées menées sur les sites du Bugey et de Saint-Alban par les services centraux d'EDF ont montré que :

- le contrôle en fin d'activité des pièces et des outillages utilisés pour le chargement n'était pas systématique ;
- les zones devant être propres n'étaient pas suffisamment contrôlées et matérialisées par un balisage ;
- les conditions d'accès en zone propre étaient insuffisamment respectées ;
- certaines parties de l'emballage n'étaient pas protégées, contrairement aux recommandations des services centraux ;
- des problèmes étaient liés au type du film adhésif de protection utilisé (non conforme aux spécifications de commande) ;
- le matériel de surveillance radiologique était insuffisamment contrôlé ;
- les écarts étaient insuffisamment tracés et analysés.

Au vu de ces résultats, la DSIN a subordonné la reprise des transports depuis ces deux sites au respect strict d'un plan d'action visant à adopter les meilleures pratiques au plan national.



Contamination des emballages et des wagons de transport de combustibles irradiés au départ des centrales d'EDF (période de 1995 à 1999 – l'année 1998 est séparée en deux périodes, avant et après l'arrêt des transports).

Non-conformités liées aux emballages vides issus de COGEMA La Hague

Le retour des emballages vides des assemblages combustibles irradiés (du type TN 12/2 par exemple) expédiés par COGEMA La Hague vers les centrales nucléaires a présenté quelques écarts de contamination par rapport à la réglementation. Les contrôles radiologiques réalisés au terminal de Valognes ou à l'arrivée des centrales EDF ont décelé une dizaine de cas de contamination surfacique non fixée de l'ordre de 10 Bq/cm².

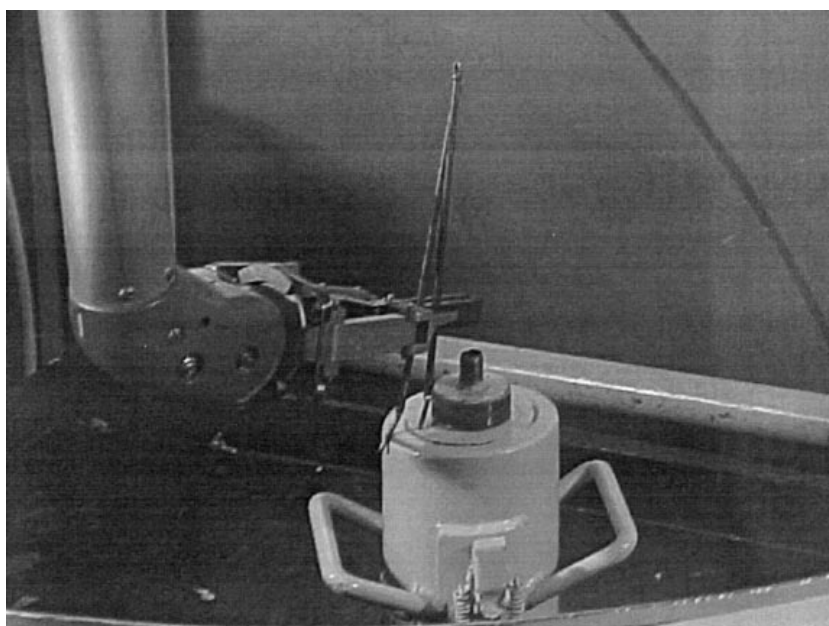
Anomalies de serrage des vis de couvercle ou de capot d'emballage de transport

EDF a déclaré le 2 juin 1999, à la demande de l'Autorité de sûreté nucléaire, un incident relatif à un transport de combustibles irradiés, parti de la centrale du Bugey le 8 février 1999, pour lequel les 40 vis du couvercle du conteneur n'étaient pas serrées à la valeur requise. Le 15 juin, EDF a déclaré un incident relatif à un transport en provenance de la centrale EDF de Dampierre concernant aussi le serrage des vis de couvercle, mais de gravité moindre. Ces incidents n'ont eu aucune conséquence pour la population et l'environnement, car le conteneur était resté en dépression et le confinement était donc assuré. L'analyse du compte rendu d'incident significatif a fait ressortir des points essentiels

à vérifier lors des prochaines inspections dans les centres de production d'EDF, qui a décidé, à la suite de cet incident, d'entreprendre une revue de l'ensemble de l'activité transport.

Incident de transport de sources de césium 137

Le 16 septembre 1999, un véhicule transportant 2 sources de césium 137 usagés entre le Centre hospitalier d'Annecy et le fabricant CIS Bio International, près de Paris, a fait déclencher le portique de contrôle de la radioactivité à l'entrée de CIS Bio International. L'industriel a alors mesuré un débit de dose au contact du colis contenant les sources supérieur à 15 fois environ la limite pour ce type de colis, et a constaté que l'absence du bouchon de blocage interne avait conduit ces sources à se déplacer hors du dispositif qui assure l'atténuation requise des rayonnements.



**Reprise des sources
en cellule blindée
(CIS Bio – Saclay)**

Une inspection réalisée par l'Autorité de sûreté le 19 septembre au Centre hospitalier d'Annecy a permis de confirmer que le bouchon de blocage des sources n'avait pas été mis en place lors de la préparation du colis. Les investigations menées par l'OPRI ont permis de montrer que les personnes ayant pu s'approcher du colis, et en particulier le conducteur du véhicule, n'avaient reçu que des doses minimales vis-à-vis des limites réglementaires, les sources ayant quitté leur logement peu avant l'entrée de CIS Bio International.

5 | 2

Les événements lors de la manutention de colis

Incidents de manutention dans les aéroports

Les incidents de manutention de colis de matières radioactives survenant dans les aéroports sont à considérer comme incidents de transport, dans la mesure où ils affectent le colis lors d'une rupture de charge, c'est-à-dire lors d'un transfert d'un moyen de transport à un autre.

En 1999, 14 incidents de ce type sur les aéroports de Roissy-Charles-de-Gaulle, Orly et Lyon-Satolas ont concerné des colis de type A ou exceptés, qui n'ont pas perdu leur étanchéité mais ont été détériorés. Dans chacun des cas, les pompiers de l'aéroport ont constitué un balisage de la zone incriminée, et appelé la personne d'astreinte de l'expéditeur (CIS Bio, CEA) qui a dépêché une équipe afin d'examiner le colis et de le récupérer pour expertise.



Un incident de ce type a eu lieu le 13 avril, à l'aéroport de Roissy. Un véhicule transportant des colis radioactifs de la société CIS Bio International avait quitté les entrepôts de la société d'assistance France Handling et prenait la direction des pistes. Le camion, ouvert, a laissé tomber un des colis dans un virage. Ce colis a été écrasé par un véhicule qui suivait le camion. Les pompiers de Roissy sont intervenus ; l'accès de la zone piste de l'aéroport où se trouvait le colis endommagé a été balisé et des mesures de contrôle ont été réalisées. Celles-ci n'ont pas mis en évidence de perte de confinement. Le groupe mobile d'intervention du CEA a procédé à l'examen du colis puis a assuré son retour vers l'expéditeur.

L'Autorité de sûreté a porté une attention particulière aux conditions de manutention des colis dans les aéroports lors des premiers contrôles effectués en 1999 en liaison avec la Direction générale de l'aviation civile. Afin de remédier à la situation constatée, des réunions d'information ont été organisées sur ce thème auprès des exploitants de compagnies aériennes et de leurs sociétés d'assistance.

Manutention de colis de combustible neuf, aéroport de Lyon-Satolas

5 | 3

Les incidents ou accidents pendant le transport proprement dit

Choc sur deux wagons de nitrate d'uranyle au triage de Sibelin le 17 décembre 1998

Le 18 décembre 1998, deux wagons ont été livrés à leurs clients respectifs, COGEMA et Comurhex (Pierrelatte), avec des dommages portant sur des conteneurs-citernes LR 65 remplis de nitrate d'uranyle. Les contrôles réalisés sur les citernes et les wagons n'ont révélé aucune contamination. Après investigation, il s'est avéré que ces avaries résultaient d'un choc survenu en gare de triage de Sibelin le 17 décembre 1998 lors du passage en bosse du train : un engin avait percuté, à 15 kilomètres à l'heure environ, la coupe de wagons arrêtés à 83 mètres de la bosse. Les deux premiers wagons étaient ceux qui portaient les conteneurs-citernes LR 65 mis en cause.

A la suite de cet accident, plusieurs dysfonctionnements ont été relevés : mauvais repérage des deux wagons, sous-estimation du choc par le responsable de la Direction opérationnelle de triage, et absence de repérage de l'anomalie par l'agent opérant la reconnaissance du train Sibelin/Portes/Pierrelatte.

Différentes mesures correctives ont été décidées à la suite de cet incident :

- interdiction de « manoeuvrer à la gravité » les wagons de nitrate d'uranyle, c'est-à-dire de les lancer depuis la bosse de débranchement ; en conséquence, ces wagons font l'objet d'un classement dans les trains ;
- installation sur les wagons transportant des conteneurs-citernes de nitrate d'uranyle d'appareils détecteurs de choc dont la fonction est d'enregistrer toutes les amplitudes de vibration traduisant des chocs en repérant les dates et heures correspondantes ;

- visite systématique des trains réguliers transportant des matières radioactives par des techniciens confirmés du Service matériel et traction au lieu des agents habituellement affectés à la reconnaissance à l'aptitude au transport.

Accident de Thiers le 3 mars 1999

Le 3 mars 1999, un accident de la circulation mettant en cause une camionnette transportant des produits radioactifs à usage médical a eu lieu sur l'autoroute A72 près de Thiers. Ce véhicule transportait des colis provenant des sociétés CIS Bio International et Mallinckrodt SARL et à destination des hôpitaux de Montluçon et Clermont-Ferrand.

La Direction de la sûreté des installations nucléaires, en liaison avec les experts de l'IPSN, a coordonné les opérations de contrôles effectuées par les services de secours et la DRIRE Auvergne. Un périmètre de sécurité a été mis en place, un balisage et des mesures radiologiques ont été réalisés par la cellule mobile des pompiers. Ces contrôles n'ont pas fait apparaître de dispersion du contenu des colis. Certains colis endommagés (et dont la fonction de sûreté de confinement a été partiellement affectée) ont été placés à l'intérieur de fûts servant de confinement.



Colis de produits à usage médical après l'accident de Thiers

Cet événement a permis de vérifier d'une part l'efficacité du système d'astreinte au niveau de l'expéditeur, d'autre part la tenue mécanique des colis compte tenu de la violence du choc au vu de l'état de la camionnette accidentée.

Vol d'un appareil de radiographie gamma le 23 mars 1999

Le 23 mars 1999, un véhicule transportant un appareil de gammagraphie industrielle a été dérobé dans un véhicule automobile près de l'aéroport de Roissy. Après une inspection menée par la DSIN chez ECW, détenteur de l'appareil, en liaison avec la DRIRE Ile-de-France, chargée de constater les infractions aux dispositions législatives et réglementaires, un procès-verbal a été dressé en raison de cinq infractions à la réglementation constatées.

Le 19 avril, le portique de détection de rayonnement ionisant à l'entrée de la société Galloo Métal à Menin (Belgique) a déclenché l'alerte lors de l'entrée d'un camion chargé de ferrailles en provenance des installations de traitement de ferrailles de la société Galloo France (Halluin, France). Après vérification du lot, la notification du vol de l'appareil de gammagraphie du 23 mars via le réseau INES créé dans le cadre de l'échelle internationale des événements nucléaires a permis de faire le lien entre ces deux affaires. La source a été transférée dans les installations de Belgoprocess à Dessel (Belgique), où des investigations ont permis de confirmer que cette source était celle contenue dans l'appareil se trouvant à bord du véhicule volé à Roissy. La capsule est restée intacte. L'ensemble des doses pour le personnel d'intervention lors du transfert de la source pour investigation n'a pas dépassé 1,6 mSv. L'évaluation des doses potentielles pour le personnel de la société Galloo France conduit à des doses au maximum de 5 mSv dans l'hypothèse la plus défavorable. Les conséquences du vol de la source

radioactive sont donc restées limitées, mais cet incident aurait pu avoir des conséquences plus graves concernant l'exposition des personnes.

Perte partielle de chargement d'une camionnette le 14 mai 1999

Le 14 mai, une camionnette de la société de transport TransRoute Santé (TRS), livrant des colis de produits radioactifs, notamment pour le compte des sociétés CIS Bio International, Mallinckrodt et Nordion, dans des services de médecine nucléaire, a perdu à deux reprises deux colis (deux dans l'enceinte d'un hôpital, deux sur la voie publique), en raison d'une porte du véhicule mal fermée. Il s'agissait de colis de type A. Les quatre colis endommagés ont été récupérés par le chauffeur, et livrés dans leur état à leurs destinataires. Le transporteur n'a pas averti les expéditeurs des colis, qui n'ont appris l'accident que par l'intermédiaire des destinataires. Cet accident n'a pas eu de conséquences radiologiques, les produits n'ayant pas perdu leur confinement. Les conditions dans lesquelles s'effectuent les transports de colis à usage médical de ce type feront prochainement l'objet de nouveaux contrôles par l'Autorité de sûreté.

Incendie d'un camion contenant des détecteurs de fumée près de Langres le 9 octobre 1999

Le 9 octobre 1999, un véhicule transportant des détecteurs de fumée équipés de pastilles d'américium 241 et fabriqués par la société Universal DET (Allemagne) a été détruit dans un incendie accidentel sur l'autoroute A 31 près de Langres dans la Haute-Marne. Ce véhicule transportait 900 détecteurs présentant une activité totale en américium 241 d'environ 4 MBq mais également d'autres marchandises présentant un fort potentiel calorifique.

A la suite de cet incendie, une quarantaine de personnes (pompiers, gendarmes, personnels de l'autoroute, dépanneurs...) ont fait l'objet d'investigations poussées durant près de trois semaines afin d'évaluer leur éventuelle contamination par l'américium 241 ; elles n'avaient pas connaissance de la présence de matières radioactives au moment de leur intervention. Les résultats définitifs des analyses effectuées sur l'équipe intervenue lors de cet incendie supposée la plus exposée n'ont révélé aucune contamination significative.

Des vérifications visant à déterminer la contamination résiduelle de l'épave et du lieu de l'accident ont également été réalisées. Les résultats d'analyse de l'OPRI ont mis en évidence la présence avérée d'américium 241 sur les débris du chargement de la remorque ainsi que sur l'autoroute A31 à proximité du lieu de l'incendie, ce qui a nécessité la mise en œuvre d'actions d'assainissement. En revanche les analyses n'ont révélé aucune activité sur le site du centre d'enfouissement technique de Pagny-sur-Meuse (Meuse) où une autre partie des déchets issus de l'incendie a été transférée.



**Accident de Langres :
épave du camion**

L'Autorité de sûreté a constaté deux infractions à la réglementation des transports :

- le dossier de transport était incomplet : absence de description des articles et matières transportés avec la désignation officielle de transport de la substance ou de l'objet transporté telle qu'elle apparaît dans la liste des numéros ONU, et absence de mention « MATIÈRES RADIOACTIVES : COLIS EXCEPTÉ » ;
- l'expéditeur n'avait pas joint aux documents de transport une déclaration concernant les mesures devant être prises le cas échéant par le transporteur en cas d'urgence compte tenu de la matière de l'envoi.

Les Directions régionales du travail des transports de Champagne-Ardenne et Rhône-Alpes ont informé la DSIN que trois procès-verbaux seraient dressés concernant les infractions constatées. Par ailleurs, en complément des exigences applicables aujourd'hui, l'Autorité de sûreté compte proposer au plan international des améliorations en ce qui concerne la prise de connaissance par le chauffeur de la cargaison transportée.

En l'absence de conséquence sanitaire, l'Autorité de sûreté a classé cet incident au niveau 1 de l'échelle INES.

6 L'INFORMATION DU PUBLIC

L'échelle internationale des événements nucléaires (INES) a été mise en application au plan international en 1991. Elle couvre les événements nucléaires se produisant dans toutes les installations nucléaires civiles et pendant le transport des matières radioactives.

L'application de l'échelle INES au transport a été décidée en France par l'Autorité de sûreté nucléaire à titre provisoire à compter du 1^{er} octobre 1999. Cette décision fait suite à l'examen par le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaire (CSSIN), organisme consultatif placé auprès des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, du projet établi par la DSIN à partir des indications générales données dans le manuel INES (édition de 1993).

Plusieurs incidents et accidents passés ont été examinés et classés suivant la version présentée. Le CSSIN a émis un avis favorable à la mise en application de cette version, pour une phase expérimentale d'un an, avant de faire un bilan vers la fin de l'année 2000.



**Nafrage
du MSC Carla**

Ce document a également été présenté aux Autorités étrangères compétentes en matière de transport et à l'Agence internationale de l'énergie atomique.

Parmi les principaux incidents analysés, le plus grave est celui du naufrage du MSC Carla (novembre 1997), un navire porte-conteneurs coupé en deux lors d'une tempête au large des Açores. Le navire, qui transportait trois irradiateurs médicaux, a coulé par 3000 m de fond. L'expertise menée a montré que l'impact sur les populations était négligeable. L'accident aurait été classé au niveau 3 sur l'échelle INES.

Les incidents de contaminations des convois de combustibles irradiés issus des centrales EDF, constatés en 1997 et 1998, auraient été classés au niveau 2 en raison de l'atteinte partielle d'une fonction de sûreté et d'un manque de culture de sûreté.

7 BILAN – PERSPECTIVES

1998 avait été très agitée médiatiquement par la contamination de convois de combustibles irradiés issus des centrales d'EDF. Les actions entreprises par EDF, à la demande et sous le contrôle de l'Autorité de sûreté, ont permis de retrouver en 1999 des conditions normales d'exercice de cette activité de transport. Mais la vigilance de l'Autorité de sûreté sur ce sujet reste forte.

Ces actions constituent le début du développement d'une véritable culture de sûreté du transport de matières radioactives chez EDF, qui a décidé, à la suite de l'anomalie de serrage des vis du couvercle d'un conteneur de combustibles irradiés issu du Bugey, d'entreprendre une revue de l'ensemble de l'activité transport, incluant notamment les transports de déchets et d'outillages.

1999 a connu également plusieurs incidents de manutention dans les aéroports et quelques accidents routiers qui se sont révélés finalement sans conséquence pour le public, mais qui ont pu nécessiter un assainissement de l'environnement ; des incidents relatifs au transport de sources radioactives (vol ou mauvaise préparation du colis) ont également marqué l'année 1999. Ces incidents et accidents constituent un domaine où l'Autorité de sûreté devra poursuivre l'investissement dans sa mission de contrôle.

Ces incidents ne doivent pas faire oublier le travail technique de fond préalable à la délivrance des certificats d'agrément : les réexamens de sûreté des modèles de colis existants et l'agrément de nouveaux modèles de colis utilisant des concepts innovants conduisent à faire progresser globalement la sûreté du transport.

1 GÉNÉRALITÉS

Comme toute activité industrielle, les activités nucléaires génèrent des déchets. Ces déchets sont de deux types, selon qu'ils sont ou non radioactifs.

Parmi les déchets non radioactifs, dits « conventionnels », on distingue avant tout les déchets industriels banals et les déchets industriels spéciaux. Ils proviennent pour l'essentiel des zones des sites où l'on ne manipule pas de matières radioactives (bâtiments administratifs, locaux techniques, etc.). Il peut également s'agir, par exemple, d'emballages qui sont retirés avant que des matériels ou des produits ne pénètrent dans l'une des parties nucléaires des sites. Ces déchets conventionnels sont triés, conditionnés puis éliminés selon les mêmes règles et dans les mêmes installations que les déchets produits par l'industrie classique.

Les déchets radioactifs qui font l'objet de l'essentiel de ce chapitre, proviennent quant à eux des zones des installations susceptibles d'être contaminées ou activées. La gestion de ces déchets englobe un ensemble d'opérations destinées à court et long terme à assurer la protection des personnes, à préserver l'environnement et à limiter les contraintes induites pour les générations futures. Il est nécessaire que cette gestion soit sûre, rigoureuse et claire.

Elle commence au stade de la conception des installations nucléaires et se poursuit lors de leur exploitation, avec le souci de limiter le volume de déchets produits, leur nocivité et la quantité de matières radioactives résiduelles contenue. Elle se termine par une élimination des déchets (recyclage ou stockage définitif), en passant par des étapes d'identification, de tri, de traitement, de conditionnement, de transport et d'entreposage provisoire. L'ensemble des opérations associées à la gestion d'une catégorie de déchets depuis la production jusqu'à l'élimination finale forme une filière. Chaque filière doit être adaptée à la nature des déchets pris en charge.

Les opérations d'une même filière sont étroitement liées, de même que toutes les filières sont interdépendantes. L'ensemble de ces opérations et de ces filières constitue ainsi un système qu'il convient d'optimiser dans le cadre d'une approche globale de la gestion des déchets radioactifs qui tient compte à la fois des enjeux de sûreté, de traçabilité et de minimisation des volumes.

1 | 1

La classification des déchets radioactifs

Les déchets radioactifs sont très divers de par leur radioactivité, leur durée de vie, leur volume ou encore leur nature (ferrailles, gravats, huiles...). Chaque type de déchets nécessite un traitement et une solution d'élimination définitive adaptée afin de maîtriser les risques présentés, notamment le risque radiologique.

Deux paramètres principaux permettent d'appréhender le risque radiologique : d'une part, l'activité, qui traduit la toxicité du déchet, et, d'autre part, la durée de vie, qui est fonction de la décroissance radioactive des radioéléments présents dans les déchets. On distingue ainsi, d'une part, des déchets dits de courte durée de vie, qui contiennent essentiellement des radioéléments de courte période (radioactivité divisée par deux en moins de 30 ans) et des déchets dits de longue durée de vie, qui contiennent une quantité importante de radioéléments de longue période (radioactivité divisée par deux en plus de 30 ans), et, d'autre part, des déchets de très faible, faible, moyenne ou haute activité.

Le tableau suivant présente l'état d'avancement de la mise en œuvre des différentes filières de gestion des déchets, en particulier la voie choisie pour leur élimination définitive : il fait apparaître l'absence à ce jour d'exutoire final pour certains déchets.

Tableau 1 : Filières d'élimination existantes ou à venir pour les principaux déchets solides et les résidus provenant du traitement des effluents radioactifs.

| activité \ période | courte durée de vie | longue durée de vie |
|----------------------|---|--|
| très faible activité | stockage dédié à l'étude filières de recyclage à l'étude | conversion en stockage des entreposages actuels à l'étude |
| faible activité | stockage en surface au Centre de l'Aube recyclage de certains métaux à l'étude | stockage(s) dédié(s) de déchets radifères et de déchets de graphite à l'étude |
| moyenne activité | stockage dédié pour les déchets tritiés à l'étude | filières à l'étude dans le cadre de la loi 91-1381 du 30.12.91 |
| haute activité | filières à l'étude dans le cadre de la loi 91-1381 du 30.12.91 | |

- Les déchets de très faible activité (TFA)

Des déchets de très faible activité ont été produits dans le passé en très grande quantité lors de l'exploitation des mines d'uranium françaises. Ils contiennent une très faible quantité de radioéléments à vie longue, notamment du radium. Comme il serait illusoire d'imaginer de déplacer les dizaines de millions de tonnes existantes, il est prévu de réaménager les sites miniers où ils sont entreposés, en utilisant au mieux les caractéristiques des résidus (faible solubilité et faible perméabilité) et en visant une stabilité à long terme qui ne dépendra pas d'un entretien fréquent ni d'une surveillance constante.

Les déchets de très faible activité proviennent aujourd'hui essentiellement du démantèlement des installations nucléaires ou des sites industriels classiques qui utilisent pour leur production des substances faiblement radioactives. La quantité produite croîtra largement quand interviendra le démantèlement complet à grande échelle des réacteurs de puissance en cours d'exploitation. La radioactivité de ces déchets est de l'ordre de quelques becquerels par gramme. Sous l'impulsion de la DSIN, des principes de gestion adaptés ont été définis et des filières sont en cours d'étude ou de mise en place (voir § 2).

- Les déchets de faible activité à vie longue

Parmi les déchets de faible activité à vie longue, on peut noter la catégorie particulière des déchets radifères, contenant une quantité notable de radium (radionucléide naturel à vie longue) et produisant du radon. Ils étaient notamment produits autrefois par l'industrie des terres rares. Un concept spécifique de stockage pour ces déchets est actuellement étudié par l'ANDRA (voir § 4 | 4 ci-dessous).

- Les déchets de faible et moyenne activité à vie courte

L'activité des déchets de faible ou moyenne activité à vie courte, appelés « déchets A » par les exploitants nucléaires, résulte principalement de la présence de radionucléides émetteurs de rayonnements bêta ou gamma, de durée de vie inférieure à 30 ans. Les émetteurs de particules alpha sont strictement limités. Les déchets de cette catégorie proviennent des réacteurs nucléaires, des usines du cycle du combustible, des centres de recherche, des laboratoires universitaires et des hôpitaux. Ce sont essentiellement des déchets de fabrication, des équipements et des matériaux usagés, des chiffons de nettoyage et des vêtements de protection. Entre également dans cette catégorie une partie des produits résultant du traitement des effluents liquides et gazeux des installations nucléaires.

La solution technique généralement adoptée pour ce type de déchets est l'évacuation vers un centre de stockage en surface, où les colis de déchets sont déposés dans des ouvrages bétonnés. Ce concept permet d'assurer le confinement des radionucléides pendant une durée suffisante à l'issue de laquelle l'activité des déchets sera bien moindre grâce au phénomène de la décroissance radioactive (voir § 4 ci-dessous).

Parmi les déchets de faible ou moyenne activité à vie courte, certains ont des caractéristiques telles qu'ils ne peuvent être acceptés au Centre de l'Aube. Il s'agit d'une part de déchets contenant du tritium, radioélément difficile à confiner, et d'autre part de déchets de graphite contenant une proportion non négligeable de radioéléments à vie longue. Un groupe de travail, animé conjointement par le Haut Commissaire à l'énergie atomique et le directeur de la sûreté des installations nucléaires, et réunissant l'ANDRA et les grands producteurs de déchets (CEA, COGEMA et EDF), est chargé de réfléchir aux voies de gestion les plus adaptées à chacun de ces types de déchets. L'ANDRA quant à elle étudie des concepts de stockages dédiés à ces déchets particuliers (voir § 4|4).

Des filières alternatives ou complémentaires au stockage direct des déchets de faible et moyenne activité à vie courte sont également opérationnelles : il s'agit, d'une part, de l'incinération ou de la pyrolyse de certains déchets et de certains effluents organiques et, d'autre part, du recyclage de certains métaux (voir notamment § 3|4).

- Les déchets de haute activité et les déchets de moyenne activité à vie longue

Ces déchets contiennent des émetteurs de période longue, notamment des émetteurs de rayonnements alpha. On distingue les déchets de moyenne activité, d'une part, et les déchets de haute activité, d'autre part. Les premiers, appelés « déchets B » par les exploitants nucléaires, sont principalement des déchets de procédés (coques et embouts) et d'entretien provenant des installations de retraitement et des centres de recherche. Dans ces déchets, les émetteurs alpha peuvent atteindre des quantités significatives. Les seconds, appelés « déchets C », ont généralement pour origine les produits de fission et d'activation issus du traitement des combustibles irradiés. Leur activité est telle qu'ils se caractérisent par un dégagement de chaleur important (jusqu'à 4 kilowatts par conteneur de 150 litres). On compte également parmi les déchets de haute activité les combustibles irradiés dans les réacteurs de recherche du CEA et ceux des combustibles irradiés d'EDF qui ne feraient pas l'objet d'un retraitement. Des recherches pour l'élimination de ces déchets, actuellement entreposés sur les sites de production, sont menées suivant les axes définis par la loi 91-1381 du 30 décembre 1991 sur les déchets radioactifs (voir § 5).

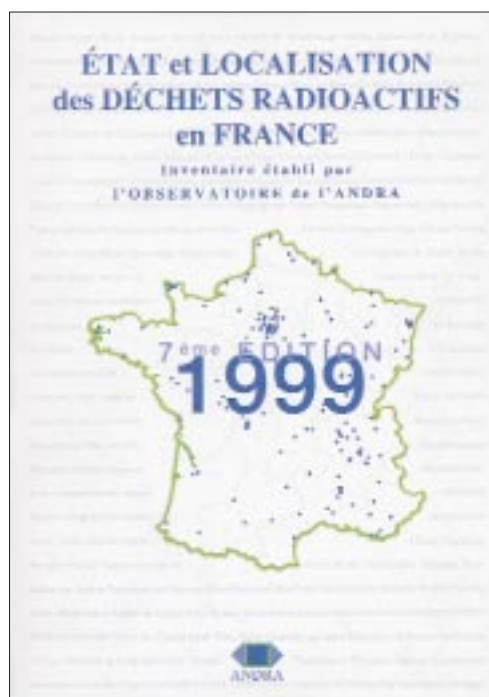
Le tableau ci-dessous présente pour chaque grande catégorie de déchets radioactifs produits de nos jours une estimation du flux annuel ainsi que du volume et de l'activité totale attendus d'ici 2020. Ces données n'ont qu'une valeur indicative (elles peuvent varier suivant les différentes options de conditionnement choisies et la stratégie adoptée pour la gestion du combustible usé). Elles montrent néanmoins que les volumes les plus importants concernent les déchets de très faible activité ou de faible et moyenne activité à vie courte, qui ne représentent qu'une fraction infime de l'activité totale.

Tableau 2 : quantités de déchets produites annuellement en France et cumul attendu en 2020 (sources : ANDRA, IPSN). Hypothèses : 58 réacteurs de puissance à eau pressurisée en exploitation dont 28 sont « moxés » ; retraitement de 800 tonnes de combustibles irradiés par an. *Nota bene* : ne sont pas pris en compte les déchets produits lors du retraitement de combustibles irradiés étrangers qui, en application de la loi 91-1381 du 30 décembre 1991, sont retournés à leurs propriétaires après une période d'entreposage.

| Catégories de déchets | Flux annuels estimés (m ³ /an) | Volumes attendus d'ici 2020 (m ³) | Activité totale cumulée en 2020 (TBq) | |
|---|---|---|---------------------------------------|---------------|
| | | | α | βγ |
| Très faible activité | 10 000 à 50 000 | 250 000 | 3 | |
| Faible et moyenne activité à vie courte | 20 000 | 500 000 | 250 | 30 000 |
| Moyenne activité à vie longue | 1 600 | 50 000 | 500 000 | 20 000 000 |
| Haute activité (vitrifiés) | 100 | 5 000 | 5 000 000 | 1 000 000 000 |

Ces données ne tiennent pas compte des très larges quantités (plusieurs millions de mètres cubes) de déchets de très faible radioactivité attendues après 2020 du fait du démantèlement complet des installations nucléaires actuellement en exploitation ou arrêtées.

Pour plus d'informations sur l'état et la localisation des déchets radioactifs se trouvant sur le territoire national, y compris dans les installations militaires, on pourra se reporter à l'inventaire national des déchets radioactifs qu'édite annuellement l'ANDRA. La dernière édition de ce rapport annuel a été publiée au mois d'octobre 1999.



1 | 2

Les différents acteurs et les responsabilités

Différents acteurs interviennent dans la gestion des déchets : les producteurs (EDF, COGEMA, CEA), les entreprises chargées du transport (Transnucléaire, BNFL SA), les prestataires de traitement (SOCODEI, COGEMA), les responsables des centres d'entreposage ou de stockage (CEA, COGEMA, ANDRA), les organismes en charge de la recherche et du développement pour optimiser cette gestion (CEA, ANDRA). Chacun est responsable de la sûreté de ses activités. Cependant, les producteurs de déchets ont une responsabilité toute particulière : selon les termes de la loi n° 75-633 du 15 juillet 1975 relative à l'élimination des déchets et à la récupération des matériaux, ils ont la responsabilité d'assurer l'élimination de leurs déchets, et en restent donc responsables jusqu'à leur remise à un éliminateur dûment autorisé.

Les producteurs de déchets doivent poursuivre un objectif de minimisation du volume et de l'activité de leurs déchets, en amont lors de la conception et de l'exploitation des installations, en aval lors de la gestion des déchets. La qualité du conditionnement doit également être assurée.

Les prestataires de traitement de déchets (compactage, incinération, fusion) peuvent agir pour le compte des producteurs, qui restent propriétaires de leurs déchets. Ces prestataires sont responsables de la sûreté de leurs installations.

Les gestionnaires des centres d'entreposage ou de stockage sont responsables de la sûreté, à moyen et à long terme, de leurs installations. Parmi ces gestionnaires, l'ANDRA a une mission de gestion à long terme de centres de stockage.

Les organismes de recherche participent à l'optimisation technique de la gestion des déchets radioactifs, tant au niveau de la production que du développement des procédés de traitement, de conditionnement et de caractérisation du déchet conditionné. Une bonne coordination de ces programmes de recherche est nécessaire afin d'améliorer la sûreté globale de cette gestion.

Pour sa part, l'Autorité de sûreté participe à l'élaboration de la réglementation relative à la gestion des déchets radioactifs et assure le contrôle de la sûreté des installations nucléaires à l'origine des

déchets ou intervenant dans leur élimination. Elle effectue aussi des inspections chez les différents producteurs de déchets (EDF, COGEMA, CEA...) pour contrôler la vérification par l'ANDRA du respect des spécifications et de l'organisation de la qualité associée. Elle contrôle directement l'organisation générale mise en place par l'ANDRA pour l'acceptation des déchets des producteurs. Elle apprécie enfin, directement, la politique et les pratiques de gestion des déchets des exploitants.

L'Autorité de sûreté a deux priorités :

- la sûreté de chacune des étapes de la gestion des déchets radioactifs : il faut s'assurer que les installations et équipements concernés par la production, le traitement, le conditionnement, l'entreposage et l'élimination de ces déchets réalisent ces opérations dans de bonnes conditions de sûreté ;
- la sûreté de la stratégie globale de gestion des déchets radioactifs : il est nécessaire de prendre en compte non seulement la sûreté de chacune des étapes de la gestion des déchets, mais aussi la cohérence d'ensemble. L'Autorité de sûreté se préoccupe ainsi de la mise en place de filières adaptées à chaque catégorie de déchets. Il faut par ailleurs garder en mémoire que tout retard dans la recherche de solutions d'élimination des déchets multiplie le volume et la taille des entreposages sur site dont la sûreté doit aussi être assurée.

Les paragraphes qui suivent font état, dans un premier temps, de l'approche globale développée par l'Autorité de sûreté pour pousser les exploitants à rationaliser et optimiser la gestion des déchets produits par leurs installations nucléaires de base, puis décrivent, dans un deuxième temps, les étapes et les installations mises en jeu le long des filières de gestion (traitement, conditionnement, entreposage et, étape ultime, stockage ou recyclage des déchets). La maîtrise de la sûreté lors de chacune de ces étapes concourt à la sûreté globale de la gestion des déchets.

2 LA RATIONALISATION DE LA GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS

La gestion des déchets de faible et moyenne activité à vie courte, d'une part, et des déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue, d'autre part, a de longue date été réalisée dans des conditions de sûreté satisfaisantes. En revanche, en ce qui concerne les déchets de très faible activité, les producteurs de déchets radioactifs et l'ANDRA ont été invités par l'Autorité de sûreté à mettre en place une gestion plus rigoureuse. La démarche qui a été développée à cette occasion sur la base de quelques principes « universels » de gestion des déchets peut être appliquée à l'ensemble des déchets produits par les installations nucléaires de base. Elle s'inscrit dans le cadre défini par la loi n° 75-633 du 15 juillet 1975 relative à l'élimination des déchets et à la récupération des matériaux. Cette loi pose comme principes de base la responsabilité des producteurs de déchets, la traçabilité de ces déchets et la nécessité d'une information du public.

La rationalisation de la gestion des déchets radioactifs, telle qu'elle est envisagée, passe par :

- l'élaboration d'« études déchets » pour chaque site nucléaire selon une approche déjà utilisée pour certaines installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) ; ces études déchets conduisent à dresser un état des lieux de la gestion des déchets sur un site pour ensuite engager une démarche de progrès visant à améliorer la gestion globale des déchets et à développer de nouvelles filières de gestion ; ces études seront le vecteur de nouvelles pratiques en matière de gestion des déchets TFA ;
- la définition d'un zonage des installations pour identifier les parties produisant des déchets qui pourraient être radioactifs ;
- la définition, pour chaque type de déchets radioactifs, de filières adaptées et dûment autorisées, s'appuyant sur des études d'impact et faisant l'objet d'une information ou d'une consultation du public ;
- la mise en place de systèmes de suivi des déchets pour assurer leur traçabilité.

L'année 1999 a été consacrée à approfondir les différentes actions lancées les années précédentes dans le cadre de cette démarche de rationalisation de la gestion des déchets radioactifs et notamment des déchets TFA.

Sur le plan réglementaire, l'Autorité de sûreté a présenté en décembre à la Commission interministérielle des installations nucléaires de base un projet d'arrêté interministériel comportant des dispositions spécifiques pour la gestion des déchets produits par les installations nucléaires de base. A l'instar de ce qui avait été prescrit à certains exploitants de l'industrie classique, ce texte prévoit notamment que les exploitants nucléaires doivent réaliser les « études déchets » mentionnées plus haut. Cet arrêté a été signé par les ministres chargés de l'industrie et de l'environnement le 31 décembre 1999. En prévision de sa publication, l'Autorité de sûreté a diffusé en juillet 1999 un plan guide d'élaboration des études déchets.

L'année 1999 a également permis des avancées en matière de filières d'élimination nouvelles de déchets TFA. L'ANDRA et France-Déchets, porteurs d'un projet de stockage en surface définitif dédié aux déchets TFA, ont créé en début d'année un GIE, dénommé Omegatech, chargé de commercialiser les services d'une telle installation. Celle-ci pourrait être opérationnelle en 2002 à l'issue d'un processus d'autorisation au titre de la loi sur les ICPE. L'ANDRA et France-Déchets ont présenté leur projet de stockage en avril 1999 à la CLI du Centre de l'Aube, à proximité duquel il pourrait être implanté. Par ailleurs, en mars 1999, une usine sidérurgique a été autorisée à recycler des ferrailles décontaminées provenant du démantèlement de conteneurs de transport d'UF₆. En préalable, le projet de recyclage avait été présenté au Secrétariat permanent pour les problèmes de pollution industrielle de la région Provence-Alpes-Côte d'Azur.

L'application de la démarche de rationalisation de la gestion des déchets radioactifs au cas particulier des déchets de très faible activité a été présentée à des associations de protection de l'environnement le 12 juillet, lors d'une réunion organisée par la DSIN. Par ailleurs, la gestion des déchets TFA a fait l'objet d'un atelier aux 5^{es} assises nationales des déchets qui se sont déroulées en septembre à La Baule.

3 LE TRAITEMENT, LE CONDITIONNEMENT ET L'ENTREPOSAGE DES DÉCHETS RADIOACTIFS

Une fois produits et avant leur élimination finale, certains déchets radioactifs subissent des traitements visant à réduire leur volume ou leur nocivité, et éventuellement à récupérer des matières valorisables. Ces traitements peuvent induire à leur tour des déchets secondaires. Après traitement, les déchets sont conditionnés sous forme de colis puis, suivant la nature des déchets, sont entreposés provisoirement ou acheminés vers un centre de stockage définitif.

3 | 1

La gestion des déchets du CEA

Le CEA a mis en œuvre depuis 1993 une nouvelle politique de gestion de ses déchets et de ses combustibles sans emploi qui passe par un regroupement géographique des installations de traitement et d'entreposage, une remise à niveau de certaines installations et la construction de nouvelles installations.

L'Autorité de sûreté a demandé à ses Groupes permanents d'experts chargés des usines et des déchets de donner leur avis conjoint sur cette politique. Ils se sont réunis le 12 mai 1999 pour examiner le rapport d'évaluation établi par l'IPSN sur la base des documents remis sur le sujet par le CEA de 1996 à 1999.

Les Groupes permanents ont noté les efforts importants entrepris par le CEA depuis le début des années 1990 dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs, tant au quotidien, avec l'amélioration des pratiques en cours dans ses installations, que sur le moyen terme, avec le développement de nouvelles installations destinées à remplacer les installations de gestion de déchets les plus anciennes.

Les Groupes permanents ont cependant souligné la nécessité d'une nouvelle impulsion. Ces efforts doivent s'inscrire dans un plan d'actions global, permettant d'identifier les échéanciers et les priorités. Le développement de ce plan d'actions nécessite que l'organisation du CEA soit adaptée.

Sur la base de ces recommandations, l'Autorité de sûreté nucléaire a demandé au CEA en août 1999 de lui fournir un tableau de bord. Ce tableau de bord, dont la mise à jour sera annuelle et qui inclura un inventaire précis des déchets et des combustibles sans emploi, permettra à l'Autorité de sûreté nucléaire d'évaluer les progrès réalisés par le CEA au cours du temps. Cette évaluation viendra en complément des habituelles inspections, plus ponctuelles, sur les installations et des instructions de dossiers de demande d'autorisation déposés par le CEA. Enfin, au niveau de chaque site nucléaire, il a été demandé au CEA de réaliser une « étude déchets » qui présentera sa démarche de progrès en matière de gestion de déchets et qui servira, après approbation par l'Autorité de sûreté nucléaire, de référentiel pour la gestion des déchets au quotidien.

Les déchets issus du traitement des effluents liquides radioactifs

Les effluents liquides aqueux radioactifs des Centres de Fontenay-aux-Roses et de Grenoble sont envoyés vers les Centres de Cadarache ou de Saclay pour y être traités.

Les stations de traitement des effluents liquides radioactifs des Centres de Cadarache et de Saclay ont pour fonction principale de décontaminer les effluents liquides aqueux, d'en conditionner les résidus et de contrôler leur rejet dans l'environnement dans le cadre des autorisations de rejets de chacun des sites.

A Cadarache, les effluents émetteurs bêta-gamma sont traités par évaporation. Les concentrats sont enrobés dans une matrice en ciment en vue de leur stockage au Centre de l'Aube. Les effluents émetteurs alpha sont traités par précipitation-filtration ; les boues résultantes sont enrobées dans une matrice en ciment puis entreposées dans le parc d'entreposage de Cadarache dans l'attente d'un stockage définitif. L'installation qui assure le traitement des effluents est ancienne ; la poursuite de son exploitation jusqu'en 2006 a été autorisée en 1998 moyennant la mise en œuvre de dispositions de sûreté complémentaires. Un incident (fuite de fûts d'effluents organiques) qui s'est produit en octobre 1999 a rappelé la nécessité d'une reprise à court terme des effluents entreposés dans cette installation. Le CEA s'est engagé à créer une nouvelle station de traitement d'effluents sur le site de Cadarache, dénommée AGATE, dont la mise en service est prévue pour 2005. L'avant-projet sommaire de cette installation a fait l'objet d'un examen par la DSIN et son appui technique, l'IPSN, en 1999.

A Saclay, les effluents sont traités par évaporation et les concentrats sont enrobés dans une matrice en bitume en vue de leur stockage au Centre de l'Aube. Après une inspection faisant suite à un accident concernant une installation analogue au Japon survenu le 11 mars 1997, le DSIN avait suspendu en 1997 l'autorisation d'exploitation de l'installation d'enrobage dans du bitume en l'attente de nouvelles dispositions de sûreté. Compte tenu des améliorations apportées par l'exploitant, le DSIN a autorisé le 10 février le redémarrage de cette installation pour une période de quatre ans. Le CEA a annoncé que la matrice de bitume sera remplacée dès 2003 par une matrice issue d'un procédé de cimentation dans une nouvelle installation dénommée STELLA. L'avant-projet sommaire de cette installation a fait l'objet en 1999 d'un examen par l'Autorité de sûreté et son appui technique l'IPSN. Par ailleurs, un nouvel entreposage (projet RESERVOIR) dans le périmètre de la station de traitement des effluents, dont la mise en service est prévue début 2000, devrait permettre d'améliorer sensiblement la qualité de l'entreposage des effluents à Saclay.

A Grenoble, sont incinérés des effluents liquides organiques.

Les déchets solides radioactifs

Les déchets très faiblement actifs du CEA sont accueillis à Cadarache depuis 1998 dans un entreposage dédié, dont le DSIN a autorisé la mise en service en décembre 1997.

Les déchets solides de faible et moyenne activité sont soit incinérés, soit compactés dans des installations de Cadarache, de Saclay ou de Grenoble. Lorsqu'ils sont compactés, les déchets sont ensuite enrobés ou bloqués dans du ciment. Selon l'activité contenue dans les colis, ils sont soit stockés au CSA, soit entreposés dans le parc d'entreposage de Cadarache. Lorsqu'ils sont incinérés, les cendres obtenues sont entreposées en fûts dans la même installation en attendant qu'un mode de conditionnement soit agréé par l'ANDRA.

Le CEA a déposé fin 1999 une demande d'autorisation de création d'une installation dénommée CEDRA, destinée au traitement et à l'entreposage de déchets de faible et moyenne activité à vie longue actuellement entreposés dans plusieurs installations du CEA dans l'attente d'une solution de reprise de traitement et de conditionnement. Cette nouvelle demande du CEA fait suite à une première demande qui avait été retirée après avis défavorable de la commission d'enquête qui avait examiné le projet.



**Centre CEA
de Cadarache
Parc d'entreposage
des déchets (INB 56)**

Le devenir des combustibles irradiés du CEA

Le CEA a été autorisé en 1989 à créer à Cadarache, dans l'INB 22, une casemate pour l'entreposage à sec de combustibles irradiés. Cette casemate, dénommée CASCAD, refroidit par convection naturelle les combustibles qui y sont entreposés de manière provisoire. Le réexamen de sûreté de cette installation est en cours.

Des combustibles sans emploi sont également entreposés à sec ou en piscine, dans d'autres installations sur les sites de Saclay ou de Cadarache.

3 | 2

La gestion des déchets par COGEMA à La Hague

Les produits de fission

Les solutions de produits de fission (de très haute activité) sont concentrées par évaporation avant d'être entreposées dans des cuves en acier inoxydable, munies d'équipements de refroidissement et de brassage permanents ainsi que d'un système de balayage en continu de l'hydrogène produit par radiolyse. Après une période de désactivation, les solutions de produits de fission font l'objet d'une vitrification selon un procédé mis au point par le CEA. Le verre résultant, dans lequel sont intégrés les produits de fission, est coulé dans des conteneurs en acier inoxydable. Après solidification, les conteneurs sont transférés dans une installation d'entreposage où ils sont refroidis par air.

Les déchets issus du traitement des effluents radioactifs

Le site de La Hague dispose de deux stations de traitement d'effluents radioactifs (STE2 et STE3). Les effluents sont traités par coprécipitation et les boues issues du traitement sont enrobées dans du bitume puis coulées dans des fûts en acier inoxydable dans la plus récente des installations (STE3). Ces fûts sont entreposés sur le site. L'activité de ces deux installations a considérablement diminué ces dernières années car la majorité des effluents acides sont maintenant évaporés au niveau des différents ateliers de retraitement des combustibles, et les concentrats sont vitrifiés.

COGEMA dispose également d'une installation pour l'entreposage d'effluents organiques (MDSA). Les effluents qui y sont entreposés sont ensuite traités selon un procédé de minéralisation par pyrolyse dans l'atelier MDSB. Cette installation produit des colis cimentés stockables en surface.

Les déchets solides radioactifs

Les déchets solides technologiques sont triés, compactés puis enrobés ou bloqués dans du ciment dans l'atelier AD2. Les colis respectant les spécifications techniques de l'ANDRA pour le stockage en surface sont envoyés au Centre de stockage de l'Aube. Les colis non stockables en surface sont quant à eux entreposés en l'attente d'une solution définitive d'élimination.

Les déchets de structure de moyenne activité à vie longue (coques et embouts) sont entreposés sous eau dans l'installation DE/EDS en l'attente du démarrage de l'atelier de compactage (ACC) qui permettra de réduire leur volume d'un facteur d'environ 4 à 5 avant de les conditionner. Le nouveau procédé de compactage remplacera le procédé de cimentation. La mise en actif de cette installation est envisagée au cours de l'an 2000.



Atelier de compactage de La Hague (ACC) – colis standard de déchets compactés (CSDC)

3 | 3

La gestion des déchets d'EDF

Les déchets d'exploitation

Les déchets résultant de l'exploitation des réacteurs à eau pressurisée sont essentiellement de faible et moyenne activité. Ils contiennent des émetteurs bêta et gamma et peu ou pas d'émetteurs alpha. Ils peuvent être classés en deux catégories :

- les déchets de procédé proviennent du traitement des fluides liquides ou gazeux destiné à réduire l'activité des effluents rejetés. Ces déchets sont principalement constitués de résines échangeuses d'ions, de filtres de circuits d'eau, de concentrats d'évaporateurs, de boues liquides, de préfiltres, de filtres absolus et de pièges à iode ;
- les déchets technologiques proviennent quant à eux d'opérations d'entretien. Ils peuvent être solides (chiffons, papier, carton, feuilles ou sacs de vinyle, pièces en bois ou métalliques, gravats, gants, tenues d'intervention...) ou liquides (huiles, effluents de décontamination).

Il convient de noter que, si les résines échangeuses d'ions et les filtres d'eau ne représentent qu'environ 4 % du volume des déchets produits, ils contiennent 97 % de la radioactivité évacuée.

Les déchets technologiques, qui représentent le flux principal de déchets expédiés vers le stockage définitif sur site de surface, sont actuellement précompactés en centrale dans des fûts métalliques de 200 litres puis expédiés vers le Centre de l'Aube. Là, ils sont compactés et bétonnés dans des fûts de 400 litres avant stockage. Cette opération permet de conditionner en moyenne 2,5 fûts primaires de 200 litres par fût de 400 litres.

Les autres déchets sont conditionnés dans des coques en béton armé garnies d'une peau métallique. Les filtres, les concentrats d'évaporateurs et les boues liquides sont enrobés dans un liant hydraulique sur des installations fixes (dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires ou le bâtiment de traitement des effluents des centrales) ou mobiles selon le palier et les réacteurs.

Pour le conditionnement final des résines échangeuses d'ions, EDF utilise deux procédés d'enrobage, l'un ancien, PRECED, l'autre plus récent, MERCURE, mis en œuvre chacun au moyen d'une machine mobile. Ces unités fonctionnent par campagnes et se déplacent de site en site. A terme, MERCURE est destinée à remplacer PRECED. Les colis produits par ces deux machines sont destinés au stockage en surface. La protection biologique des colis produits par MERCURE est assurée par un conteneur en béton renforcé par une peau étanche en acier, contrairement aux colis produits par PRECED, dont la protection biologique était en plomb. L'utilisation de MERCURE contribue ainsi à diminuer la quantité de toxiques chimiques (plomb) évacuée vers le Centre de l'Aube. Les protections biologiques en acier insérées dans les conteneurs seront prochainement fabriquées en acier faiblement contaminé recyclé dans l'installation CENTRACO (voir § 3 | 4).

Le vieillissement des centrales nucléaires rend nécessaire le remplacement de certains composants tels que couvercles de cuves, générateurs de vapeur, racks (modules des râteliers de stockage de combustible en piscine), etc. Les composants remplacés constituent des déchets particuliers, très volumineux, entreposés soit sur site, soit dans le périmètre de la SOCATRI au Tricastin. Il conviendra de gérer ces déchets au cours des prochaines années selon des filières adaptées. Une réflexion a notamment été lancée par EDF pour étudier la possibilité du stockage des couvercles de cuves et des racks au Centre de l'Aube. C'est dans ce cadre que l'ANDRA a fait la demande à la DSIN de pouvoir recevoir ce type de déchets sur son installation. Les dossiers sont en cours d'instruction.

L'Autorité de sûreté a initié en 1999 un processus qui conduira à la fin de l'année 2000 à l'examen conjoint par les Groupes permanents d'experts chargés des réacteurs et des déchets de la politique de gestion développée par EDF, tant au niveau central que dans les CNPE, pour la gestion des déchets d'exploitation et des déchets anciens. Il a notamment été demandé à EDF de réaliser et de fournir un document de synthèse de sa politique de gestion de déchets et des études déchets pour l'ensemble de ses sites de production.

Le devenir du combustible irradié d'EDF

Après déchargement, EDF entrepose son combustible irradié, sur ses sites, dans les piscines des bâtiments qui jouxtent les bâtiments des réacteurs. Après refroidissement, le combustible irradié est évacué vers l'usine de retraitement de COGEMA à La Hague. La politique d'EDF consiste à maintenir un équilibre entre la quantité de plutonium extrait de son combustible irradié lors des opérations de retraitement et ses besoins en plutonium pour la fabrication de combustible MOX. C'est sur cette base qu'est défini le nombre d'assemblages de combustible irradié retraité chaque année à La Hague.

La part du combustible irradié qui ne sera pas retraitée devra faire l'objet d'une élimination dans le cadre des filières qui sont étudiées en application de la loi du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs.

3 | 4

CENTRACO

L'installation CENTRACO, Centre de traitement et de conditionnement de déchets de faible activité situé sur la commune de Codolet à proximité du site de Marcoule dans le département du Gard, exploitée par la société SOCODEI, a pour objet le traitement de déchets faiblement ou très faiblement radioactifs, soit par fusion pour les déchets métalliques, soit par incinération pour les déchets incinérables ou les déchets liquides ou huileux. Grâce à cette installation, les déchets métalliques faiblement ou très faiblement radioactifs pourront être recyclés sous forme d'enveloppes pour conditionner d'autres déchets plus radioactifs. Sa création a été autorisée par décret du 31 août 1996.

Le DSIN a autorisé la mise en exploitation de cette installation le 28 janvier 1999, après examen des dossiers de sûreté correspondants par le Groupe permanent d'experts chargé des laboratoires et des usines en mai 1997 et en octobre 1998.



CENTRACO
colis de cendres
et mâchefers

L'installation de fusion est entrée en activité en mars et celle d'incinération en mai. L'Autorité de sûreté instruit des demandes de modifications qui font suite à plusieurs incidents associés au démarrage de l'installation ou à des nécessités imprévues (nombreux tris de fûts de déchets réputés incinérables).

En 2000, l'Autorité de sûreté doit suivre la montée en puissance des installations de CENTRACO jusqu'à leur fonctionnement nominal, encore loin d'être atteint.

3 | 5

Le cas des déchets anciens

A l'occasion de leurs activités industrielles ou de recherche, COGEMA, le CEA et EDF ont entreposé sur leurs sites (La Hague, Saclay, Marcoule, Cadarache, AMI Chinon, réacteurs UNGG d'EDF, silos de Saint-Laurent-des-Eaux) des déchets radioactifs. L'absence ou l'ancienneté du conditionnement de ces déchets et la durée de vie initialement prévue des entreposages, associées à l'accroissement des exigences de sûreté depuis lors, rendent nécessaire la reprise de ces déchets afin de les conditionner de façon pérenne.

Les actions en cours ou à mener sont de plusieurs ordres :

- étude de nouveaux procédés de traitement et de conditionnement ;
- caractérisation précise des déchets anciens ;
- mise en œuvre d'installations de traitement et de conditionnement satisfaisant aux critères actuels de sûreté des installations et des conditionnements ; il peut s'agir d'installations neuves ou d'installations remises à niveau comme les stations de traitement des effluents du CEA ;
- reprise des déchets, par la mise en place d'équipements ou d'installations de traitement spécifiques (installation de reprise des boues à La Hague, équipements de traitement des déchets anciens des « tranchées » et fosses du parc d'entreposage de Cadarache) ;
- mise en œuvre d'installations d'entreposage dimensionnées pour une durée compatible avec la mise en place des solutions définitives qui feront suite aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs de haute activité ou de moyenne activité et à vie longue.

L'Autorité de sûreté veille à ce que :

- ces programmes de grande ampleur ne dérivent pas dans le temps (leur durée prévue est de l'ordre de plusieurs dizaines d'années) ;
- la sûreté des opérations de reprise soit du niveau de celle des opérations courantes d'exploitation ;
- l'objectif de minimisation du volume et de l'activité des déchets produits soit poursuivi en appliquant les principes de tri systématique à la source, de décontamination, et de réduction de volume.

En attendant la reprise des déchets, l'Autorité de sûreté s'assure que les installations souvent anciennes qui entreposent les déchets font l'objet d'une surveillance adéquate et de mesures compensatoires suffisantes pour répondre aux critères de sûreté actuels. Dans les cas les plus difficiles, un remplacement d'installation peut paraître nécessaire à plus ou moins court terme. C'est dans ce cadre que l'Autorité de sûreté a demandé à EDF en 1999 de préparer une réévaluation de sûreté de ses silos d'entreposage de chemises de graphite situés sur son site de Saint-Laurent-des-Eaux.

Les programmes du CEA et de COGEMA La Hague en matière de gestion de leurs déchets anciens ont fait l'objet en décembre 1998 et en mai 1999, à la demande de l'Autorité de sûreté, d'un examen par les Groupes permanents d'experts chargés respectivement des laboratoires et usines et des déchets. Il est prévu qu'un examen équivalent soit réalisé, pour les programmes d'EDF, à la fin de l'année 2000 par les Groupes permanents d'experts chargés des réacteurs et des déchets (voir § 3 | 3).

4 LE STOCKAGE EN SURFACE DES DÉCHETS RADIOACTIFS

Les déchets de durée de vie courte (inférieure à 30 ans) et faiblement ou moyennement actifs font l'objet d'un stockage définitif dans les Centres de surface de l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA).

Le principe de ces Centres consiste à confiner les déchets à l'abri des agressions et notamment de toute circulation d'eau pendant une phase dite de surveillance, jusqu'à ce que leur radioactivité ait suffisamment décru pour être négligeable. Deux centres de cette nature existent en France.

4 | 1

Le Centre de la Manche



Le Centre de stockage de la Manche

Le Centre de stockage de la Manche, d'une capacité de 530 000 m³, a été créé en 1969 à Digulleville et a été exploité jusqu'en juillet 1994. La mise en place de la couverture définitive du Centre (une couverture étanche engazonnée) destinée à protéger les ouvrages contenant les déchets contre toute infiltration d'eau, initiée en 1991, avait été suspendue en 1995. Le ministre chargé de l'industrie et le ministre chargé de l'environnement ont autorisé la reprise des travaux fin décembre 1996. La couverture est achevée depuis juin 1997.

Le Centre de la Manche doit entrer à présent dans une phase de mise sous surveillance. L'ANDRA a demandé l'autorisation correspondante en 1995. Cette

demande a été soumise à enquête publique en octobre et novembre 1995. Pour répondre aux observations formulées lors de cette enquête publique, le ministre chargé de l'environnement et le ministre chargé de l'industrie ont mis en place en février 1996 une commission, présidée par M. Turpin, chargée d'évaluer la situation du Centre de la Manche et de donner un avis sur l'impact du Centre sur l'environnement. Le Gouvernement a publié le rapport de cette commission en juillet 1996 et en a repris à son compte les conclusions. Il a ainsi demandé à l'ANDRA de constituer un nouveau dossier prenant en compte les recommandations formulées par la commission. L'ANDRA doit notamment considérer une première phase de surveillance active de quelques années, suivie de la mise en place d'une solution de confinement à très long terme susceptible d'assurer la protection de l'environnement et des populations, même en cas d'interruption de la surveillance.

L'ANDRA a donc adressé une nouvelle demande d'autorisation de passage en phase de surveillance en septembre 1998. Le rapport préliminaire de sûreté que l'ANDRA a présenté à l'appui de cette demande a été examiné en décembre 1998 par le Groupe permanent d'experts chargé des déchets, qui s'est notamment attaché à vérifier la bonne prise en compte par l'ANDRA des recommandations émises par la commission présidée par M. Turpin. L'Autorité de sûreté a fait savoir à l'ANDRA le 25 janvier 1999 qu'elle approuvait le rapport préliminaire de sûreté, les règles générales d'exploitation, le plan d'urgence interne, ainsi que le plan réglementaire de surveillance du Centre et de l'environnement.

L'ANDRA avait par ailleurs déposé en décembre 1997 une demande d'autorisation de rejets d'effluents liquides et gazeux et de prélèvements d'eau au titre du décret du 4 mai 1995. L'instruction de ce dossier a conduit l'Autorité de sûreté à formuler un certain nombre de remarques en 1998, concernant notamment les conditions de rejet des eaux pluviales et des eaux de drainage de la couverture dans la rivière Sainte-Hélène. L'ANDRA a transmis le 18 janvier 1999 un dossier révisé prenant en compte ces remarques.

La demande d'autorisation de passage en phase de surveillance et la demande d'autorisation de rejets et de prélèvement d'eau feront l'objet de deux enquêtes publiques en début d'année 2000. Ces enquêtes publiques se dérouleront en même temps que celles concernant les installations de COGEMA La Hague (voir chapitre 13) afin que la population puisse avoir une vision globale de l'ensemble des dossiers concernant les installations nucléaires de la région.

Un tassement localisé de la couverture a été détecté en septembre 1999. Les premières investigations de l'ANDRA tendent à prouver que cet affaissement n'a pas remis en cause l'étanchéité de la membrane bitumineuse qui assure à la couverture son caractère d'imperméabilité. L'ANDRA a toutefois renforcé son plan de surveillance de la couverture afin d'en vérifier l'étanchéité et de suivre l'évolution du phénomène.

4 | 2

Le Centre de l'Aube



Le Centre de stockage de l'Aube, créé par décret du 4 septembre 1989, est situé sur le territoire des communes de Soullaines-Dhuys et de La Ville-aux-Bois dans le département de l'Aube. Il occupe une surface d'une centaine d'hectares.

Ce Centre assure depuis 1992 le relais du Centre de stockage de la Manche. Sa conception a largement bénéficié du retour d'expérience de la construction et de l'exploitation de ce dernier.

La diminution à la source du volume des déchets produits chez les exploitants nucléaires notamment permet d'envisager un allongement jusqu'à 50 ans de la durée d'exploitation prévisible de ce Centre, estimée initialement à 30 ans.

Les colis de déchets sont stockés dans des ouvrages en béton reliés à un réseau de drainage des eaux d'infiltration éventuelles (réseau séparatif gravitaire enterré) qui fait l'objet d'une surveillance permanente. Actuellement, 55 ouvrages ont été construits, 12 sont en cours de construction, 42 sont remplis et fermés, 5 sont en cours de remplissage et 8 sont en attente. La capacité du site est d'un million de mètres cubes de colis de déchets, soit environ 400 ouvrages.

Le Centre de stockage de l'Aube

Centre de l'Aube
construction
des ouvrages
de stockage,
tranche IV



Outre les ouvrages de stockage, le Centre comporte également un atelier de conditionnement des déchets. Dans cette installation sont réalisées deux types d'opérations : le compactage de fûts de 200 litres au moyen d'une presse de 1000 tonnes et l'injection de mortier dans des caissons métalliques de 5 ou 10 m³ contenant des déchets.

Après avis du Groupe permanent d'experts chargé des déchets en juin, la mise en service du Centre a été prononcée par les ministres chargés de l'industrie et de l'environnement le 2 septembre. Elle a été l'occasion de réviser les prescriptions techniques applicables au Centre et notamment ses capacités radiologiques.

L'année 1999 a également été l'occasion de faire progresser l'instruction de certains dossiers liés à des colis de déchets particuliers.

Depuis 1996, l'ANDRA sollicitait l'autorisation de recevoir au Centre de l'Aube certains déchets contenant du graphite, parmi lesquels des colis de chemises de graphite irradiées de la centrale UNGG du Bugey, entreposées dans des conditions de sûreté non satisfaisantes. L'acceptation de déchets de graphite sur un centre de stockage de surface peut poser problème du fait de leur contenu en radionucléides à vie longue, notamment en chlore 36. A la lumière d'éléments apportés par l'ANDRA, notamment une présentation de la politique de gestion globale envisagée pour l'ensemble des déchets contenant du graphite en France et une étude de sûreté appropriée, le DSIN a autorisé l'ANDRA en avril 1999 à recevoir au Centre de l'Aube une quantité limitée de chlore 36, correspondant aux colis de chemises de graphite du Bugey.

En avril 1999, l'ANDRA a par ailleurs demandé à l'Autorité de sûreté l'autorisation de recevoir au Centre de l'Aube 55 couvercles usés de cuves de réacteurs de EDF. La particularité de ces déchets tient surtout à leur très imposant volume qui requiert des conditions de manutention adéquates et un conditionnement par injection de béton directement dans l'ouvrage. L'instruction de ce dossier devrait aboutir début 2000.

Enfin, l'ANDRA a également demandé en juillet 1999 l'autorisation de recevoir au Centre de l'Aube des colis contenant des sources radioactives scellées de période courte, inférieure à 5 ans. Cette autorisation a été accordée par le DSIN le 27 décembre.

4 | 3

Les règles d'acceptation des colis

L'Autorité de sûreté a fixé en mai 1995 dans la règle fondamentale de sûreté III.2.e les exigences relatives à l'agrément des colis de déchets radioactifs destinés au stockage sur un centre de surface.

Préalablement à l'acceptation d'un colis sur un centre de stockage, l'ANDRA, en tant que responsable de la sûreté à long terme du centre, doit prononcer un agrément. Le dossier de demande d'agrément présenté par le producteur de déchets doit comprendre le descriptif du procédé de réalisation du colis, le dossier technique de caractérisation, le descriptif d'évaluation de l'activité contenue et le programme d'assurance de la qualité. Les caractéristiques de chaque colis doivent être conformes aux spécifications techniques établies par l'ANDRA.

Dans ce processus, l'Autorité de sûreté vérifie au cours de visites de surveillance l'adéquation de la procédure d'agrément utilisée par l'ANDRA aux exigences de la RFS III.2.e, ainsi que la bonne mise en œuvre de cette procédure. Des inspections sont également réalisées chez les exploitants nucléaires pour contrôler la surveillance exercée par l'ANDRA sur les producteurs de déchets, considérés comme prestataires de l'ANDRA au titre de l'arrêté qualité du 10 août 1984.

Lors de la publication de la RFS III.2.e en mai 1995, l'Autorité de sûreté avait annoncé à l'ensemble des exploitants nucléaires que ce texte était applicable pour une durée de 4 ans. Il est aujourd'hui nécessaire d'engager sa révision, afin notamment de mieux définir les documents constitutifs du dossier d'agrément des colis et de prendre en compte les avancées technologiques en matière de conditionnement des déchets.

Pour initier ce travail de révision de la RFS, l'Autorité de sûreté a demandé en décembre à l'ANDRA et aux grands producteurs de déchets (EDF, COGEMA et CEA) de lui faire part du retour d'expérience qu'ils tirent de l'application de la RFS, ainsi que des propositions de modification qu'ils auraient à formuler. La DSIN animera ensuite avec l'IPSN en 2000 un groupe de travail auquel participeront l'ANDRA et les producteurs de déchets et qui aura pour objectif de rédiger un nouveau texte de RFS. Cette règle révisée sera ensuite soumise à l'examen du Groupe permanent d'experts chargé des déchets à la fin de l'année 2000, dans le but d'aboutir à la révision définitive de la règle en début de l'année 2001.

Afin de vérifier les conditions actuelles de l'application de la RFS III.2e dans les INB, l'Autorité de sûreté a mené en 1999 une campagne d'inspections portant sur le thème de l'assurance de la qualité des colis de déchets auprès de 22 exploitants. Les enseignements tirés au cours de cette campagne seront également pris en compte dans le processus de révision de la RFS.

4 | 4

Les projets de stockage en surface

- Le stockage de déchets de très faible activité

Il a été mis en évidence dans le cadre de la démarche de rationalisation de la gestion des déchets TFA initiée par la DSIN (voir § 2) que la création d'un ou plusieurs sites de stockage pour ce type de déchets était nécessaire. Des études préliminaires, dont les conclusions ont été présentées au Groupe permanent d'experts chargé des déchets en juin 1996, ont permis de préciser ce que pourraient être les bases de conception d'un tel stockage. A la demande des exploitants nucléaires (CEA, COGEMA, EDF), des études techniques ont ensuite été menées par l'ANDRA et par France-Déchets en 1996-97. Les résultats de ces études ont été remis aux exploitants en juin 1997. Des spécifications d'acceptation pour les déchets ont été discutées et définies en 1998. Une demande d'autorisation de création, en application de la législation sur les ICPE, d'un site de stockage spécifique de déchets de très faible activité devrait être prochainement déposée par l'ANDRA.

- Le stockage de déchets radifères

L'ANDRA se doit de prendre en charge les déchets radioactifs provenant de secteurs d'activité autres que le nucléaire. Ces déchets sont notamment des déchets radifères contenant des radioéléments à vie longue. L'ANDRA n'est aujourd'hui pas en mesure de répondre favorablement aux producteurs qui la sollicitent fréquemment pour la prise en charge de ces déchets, faute de disposer d'une installation adaptée. Elle étudie donc des solutions d'entrepôts intermédiaires qui permettraient de recevoir ces déchets dans des conditions de sûreté satisfaisantes jusqu'à ce qu'une installation de stockage dédiée aux déchets radifères soit disponible, en 2005 au plus tôt. Ces projets ont été présentés aux administrations compétentes, dont l'Autorité de sûreté, ainsi que l'avaient souhaité le ministre chargée de l'environnement et le secrétaire d'Etat à l'industrie dans une lettre commune qu'ils avaient adressée à l'ANDRA le 2 mars 1999.

- Le stockage de déchets tritiés

Les déchets contenant du tritium (^3H) présentent des particularités. Le tritium est en effet très difficile à confiner à l'intérieur d'un colis de déchets. A la demande du ministre chargé de l'industrie, le Haut Commissaire à l'énergie atomique et le directeur de la sûreté des installations nucléaires ont créé conjointement un groupe de travail associant les producteurs de déchets, l'ANDRA et les autres entités concernées. En 1997, ce groupe a dressé un inventaire des déchets tritiés et a examiné les différentes options de gestion possibles. L'une d'entre elles consiste à réaliser un stockage spécifique en surface pour recevoir des colis de déchets tritiés. Les études sur les concepts associés à un tel stockage se sont poursuivies en 1999.

- Le stockage de déchets contenant du graphite

Le fonctionnement par le passé des centrales de la filière uranium naturel-graphite-gaz (réacteurs d'EDF à Chinon, au Bugey, à Saint-Laurent-des-Eaux, et réacteurs G1, G2, G3 du CEA à Marcoule) puis

leur démantèlement actuel sont à l'origine de déchets contenant du graphite, qu'il convient de gérer de manière appropriée. Ces déchets sont principalement constitués d'empilements et de chemises de graphite. Leur contenu radiologique, notamment en radionucléides à vie longue, a conduit l'ANDRA à étudier préférentiellement un concept de stockage en subsurface pour de tels déchets. Le suivi de ce projet ainsi que des autres actions des exploitants relatives à ce type de déchets est assuré depuis 1998 par le groupe de travail mentionné au paragraphe précédent, les acteurs impliqués étant les mêmes que ceux concernés par la gestion des déchets tritiés.

En parallèle, l'Autorité de sûreté française entretient des relations étroites avec les Autorités de sûreté espagnole (CSN) et britannique (HSE/NII et UKEA), qui font face à des problèmes similaires dans leur pays. Une réflexion commune devrait aboutir dans le courant de l'année 2000 à la remise d'un rapport sur le devenir des déchets de graphite.

5 LES DÉCHETS DE HAUTE ACTIVITÉ ET A VIE LONGUE : L'APPLICATION DE LA LOI DU 30 DÉCEMBRE 1991

La loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 a fixé les grandes orientations relatives aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs :

- la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à période de vie longue doit être assurée dans le respect de la protection de la nature, de l'environnement et de la santé, en prenant en considération les droits des générations futures ;
- des travaux seront menés sur :
 - la recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans ces déchets ;
 - l'étude des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans les formations géologiques profondes, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains ;
 - l'étude de procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée en surface de ces déchets.

Le Parlement aura à se prononcer en 2006.

5 | 1

La séparation/transmutation

La séparation/transmutation vise à isoler puis transformer les radionucléides à vie longue présents dans les déchets nucléaires en radionucléides à vie courte et en éléments stables.

La séparation regroupe un ensemble de procédés ayant pour objectif de récupérer séparément, principalement par voie chimique, certains radionucléides à vie longue, transuraniens (Pu, Np, Am, Cm) ou produits de fission (Cs, Tc, I). Ces espèces, reconditionnées, sont destinées à être incinérées (par fission), pour donner des nucléides à vie courte, ou transmutes (par capture) en atomes stables. Les études menées sur ce sujet sont complémentaires de celles effectuées par l'ANDRA sur un concept de stockage profond.

La plupart des mécanismes mis en œuvre en sont au stade de la recherche (notamment au CEA où ils constituent le volet ACTINEX du segment de programme SPIN), et il importe de s'assurer de la faisabilité scientifique, mais aussi technique, de ces procédés.

L'Autorité de sûreté veille à ce que les expérimentations de ce programme de recherche, effectuées notamment dans les installations Phénix et Atalante, soient conduites dans des conditions de sûreté satisfaisantes.

Les laboratoires souterrains

En vue de l'application de la loi du 30 décembre 1991, et notamment de la mise en œuvre du deuxième axe de recherches précité, un processus de concertation a été mené par un médiateur, le député Christian Bataille, et a abouti, en janvier 1994, au choix par le Gouvernement de quatre zones géologiques favorables, situées dans les départements du Gard, de la Vienne, de la Haute-Marne et de la Meuse. Début 1995, l'ANDRA a identifié trois sites potentiels d'implantation des laboratoires dans le Gard, la Vienne et, dans l'Est, sur une zone commune à la Haute-Marne et à la Meuse. Les travaux réalisés sur ces trois sites ont fait l'objet d'un examen qui, après avis du DSIN, a conduit le Gouvernement à décider en juin 1996 d'autoriser l'ANDRA à déposer des dossiers de demande d'autorisation d'installation et d'exploitation (DAIE) de laboratoires souterrains sur les trois sites identifiés : Chusclan (Gard), Bure (Meuse, à la frontière de la Haute-Marne) et La Chapelle-Bâton (Vienne).

L'ANDRA a déposé ses dossiers de demandes d'autorisation mi-1996. Ils ont été instruits selon la procédure définie par le décret du 16 juillet 1993 pris en application de la loi de 1991. Ce décret prévoit une enquête publique et la consultation des collectivités concernées (conseils municipaux, généraux et régionaux). Ces consultations ont eu lieu durant le premier semestre 1997 et ont conduit les préfets du Gard, de la Vienne et de la Meuse à émettre chacun un avis favorable aux projets présentés. Les trois dossiers de demandes d'autorisation ont par ailleurs été analysés par l'IPSN puis examinés par le Groupe permanent d'experts chargé des déchets, qui a rendu un avis favorable pour chacun des sites le 8 avril 1997.



**Laboratoire souterrain HADES
du centre d'étude nucléaire
de Mol (Belgique)**

Le 1^{er} décembre 1997, le DSIN a ensuite remis aux ministres chargés de l'industrie et de l'environnement un rapport faisant la synthèse des résultats des instructions techniques et des enquêtes publiques. Le DSIN concluait que deux sites, celui de l'Est et celui du Gard, semblaient les plus favorables à l'implantation d'un laboratoire souterrain. Il rappelait également l'importance d'implanter aussi rapidement que possible des laboratoires souterrains pour être en mesure de présenter dans les délais impartis par la loi des résultats de recherche permettant au Parlement de prendre une décision. Compte tenu du temps nécessaire à l'installation des laboratoires et à l'exploitation des résultats expérimentaux, les délais s'avèrent très serrés.

Le 2 février 1998, le Gouvernement a demandé à la Commission nationale d'évaluation (CNE), chargée du suivi de l'application de la loi du 30 décembre 1991, de lui donner son avis, avant la fin du premier semestre 1998, sur les travaux concernant la réversibilité des stockages et sur les moyens de l'assurer.

Après avoir entendu les acteurs de la loi de 1991, la CNE a remis, le 7 juillet 1998, un rapport au Gouvernement intitulé « Réflexions sur la réversibilité des stockages ».

L'Autorité de sûreté a poursuivi au cours de l'année 1998, en concertation avec tous les ministères concernés, la préparation de projets de décrets autorisant l'ANDRA à implanter et à exploiter des laboratoires souterrains.

Le Gouvernement a décidé le 9 décembre 1998 l'implantation de deux laboratoires souterrains d'étude du stockage des déchets radioactifs, l'un dans l'argile à Bure dans la Meuse et l'autre dans le granite sur un site à rechercher.

Le décret d'autorisation d'installation et d'exploitation d'un laboratoire sur le site de Bure a été signé le 3 août 1999. Le même jour ont également été signés le décret décrivant la composition du Comité local d'information et de suivi (CLIS) institué par l'article 14 de la loi du 30 décembre 1991 pour suivre les opérations se déroulant sur les sites accueillant des laboratoires souterrains et le décret relatif à la mission de concertation préalable au choix d'un ou plusieurs sites granitiques pour l'implantation d'un autre laboratoire souterrain. Le CLIS a été installé par le secrétaire d'Etat à l'industrie le 15 novembre et le Gouvernement a désigné le 22 novembre les trois membres de la mission de concertation pour la sélection de sites granitiques.

En parallèle, pour faire suite aux recommandations du Groupe permanent d'experts chargé des déchets exprimées le 8 avril 1997, l'Autorité de sûreté s'est assurée en 1998 et 1999 que l'ANDRA a conduit les réflexions nécessaires sur les concepts de stockage en profondeur les mieux adaptés en assortissant ses réflexions d'une approche de sûreté convaincante. Ce dernier point soulève des questions difficiles telles que la prise en compte des incertitudes associées aux échelles de temps en jeu ou la prise en compte pertinente des critères de radioprotection. Des exercices de ce type ont déjà été conduits dans plusieurs pays étrangers.

A la demande de l'Autorité de sûreté, l'ANDRA a transmis en juillet 1998 un premier dossier concernant les options initiales de conception d'un stockage en couche géologique profonde. Des dossiers présentant le référentiel géologique, l'approche de sûreté et les objectifs du programme de recherche ont été transmis en 1999. Ces documents feront l'objet d'un examen par le Groupe permanent d'experts chargé des déchets en 2000.

L'Autorité de sûreté a enfin confié en 1998 un audit au CETEN-APAVE sur l'organisation et le système qualité mis en place par l'ANDRA concernant les projets de laboratoires souterrains et de stockage des déchets de haute activité et à vie longue en formation géologique profonde (projet HAVL). Les conclusions de cet audit, présentées à l'ANDRA le 23 juillet 1999, indiquent que l'ANDRA doit mieux faire partager son plan de développement du projet HAVL par les organismes de suivi et de contrôle. Ce plan est en effet un outil essentiel en interne et en externe tant pour la définition des objectifs et le déroulement des travaux que pour la bonne compréhension du projet. Le Groupe permanent d'experts chargé des déchets a examiné ce plan de développement le 5 novembre 1999.



Campagne sismique
sur le site
de Meuse/Haute-Marne

L'entreposage à long terme et le conditionnement des déchets

A la suite de la réunion de ministres du 2 février 1998, le Gouvernement a demandé au CEA de lui remettre, avant la fin de l'année 1998, un rapport sur le concept, l'intérêt et la faisabilité d'un entreposage en subsurface, ainsi que sur ses conditions éventuelles de faisabilité technique, scientifique et juridique. Le CEA a remis le 17 novembre 1998 son rapport, qui a mis en lumière l'intérêt d'un entreposage en subsurface comme substitut à un entreposage en surface, et dresse une première liste d'études nécessaires.

Le 7 avril 1999, le Gouvernement a demandé au CEA de définir et de conduire un programme de recherches de façon à préparer dès 2000 un certain nombre de propositions d'entreposage de subsurface et de poursuivre ses recherches de manière à disposer en 2002 d'avant-projets sommaires (APS) afin de pouvoir décider, le cas échéant, la construction d'un tel site d'entreposage à partir de 2006.

Dans ce cadre, l'Autorité de sûreté a lancé, au deuxième semestre 1999, un processus d'interaction avec le CEA visant à s'assurer qu'il prend en compte correctement les aspects de sûreté dès le stade de la conception d'un entreposage à long terme.

Concernant le conditionnement des déchets, des études sont en cours au CEA pour optimiser les procédés déjà existants ou en développer de nouveaux.

L'Autorité de sûreté nucléaire veille à ce que ces recherches et l'exploitation des nouvelles installations soient effectuées dans des conditions de sûreté satisfaisantes.

6 PERSPECTIVES

Le public attend des exploitants une gestion sûre, claire et rigoureuse des déchets issus des installations nucléaires, permettant d'assurer la protection des personnes, de préserver l'environnement et de limiter les contraintes induites sur les générations futures. Pour l'Autorité de sûreté, chargée de contrôler les exploitants nucléaires, une telle gestion passe par une prise en charge de toutes les catégories de déchets produits. Elle veille donc à ce que soient développées des filières maîtrisées et contrôlées d'élimination ou de revalorisation qui tiennent compte des risques radiologiques, mais aussi chimiques et biologiques, présentés par les déchets.

Il est nécessaire de poursuivre résolument les recherches de solutions définitives de gestion pour les déchets actuellement sans exutoire. Il s'agit là d'un impératif dans la mesure où les installations d'entreposage, dont certaines commencent à devenir anciennes, ont pour vocation de n'accueillir que transitoirement les déchets.

Il convient donc de respecter les échéances et les axes fixés par la loi n° 91-1381 du 31 décembre 1991 pour les recherches concernant les déchets de haute activité et à vie longue : mise en œuvre d'un premier laboratoire souterrain dans la Meuse et recherche d'un site granitique pour l'implantation d'un second laboratoire pour l'étude du stockage en profondeur des déchets fortement actifs, études d'entreposages de longue durée, études d'incinération et de transmutation de radioéléments à vie longue. Il convient également de développer les différents concepts de stockage en cours d'étude pour les déchets tritiés, pour ceux contenant du graphite, pour les déchets radifères et pour les déchets de très faible activité. Bien entendu, l'Autorité de sûreté s'assure que ces divers projets apportent une solution technique crédible et acceptable sur le plan de la sûreté à long terme.

Le développement dès 2000 d'« études déchets » propres à chaque site et la réalisation de bilans périodiques de la gestion des déchets devraient permettre aux producteurs de déchets d'engager une démarche de progrès et à l'Autorité de sûreté d'améliorer sa vue d'ensemble des filières pour un meilleur contrôle.

1 INTRODUCTION

Le présent chapitre est consacré aux réacteurs de puissance d'EDF. L'année 1999 a été marquée par plusieurs affaires importantes, révélant ou confirmant des défaillances des équipements de ces réacteurs mais aussi des défaillances dans les pratiques d'exploitation et dans l'organisation et la gestion du parc nucléaire. Cette année a également vu s'accroître le nombre global d'incidents survenus sur les réacteurs d'EDF, par comparaison avec 1998.

Au titre des défaillances des équipements, on peut citer les dégradations par fatigue thermique du circuit de refroidissement à l'arrêt constatées sur l'ensemble des réacteurs du parc nucléaire, les anomalies de fixation au sol des matériels électriques et d'automatismes observées sur tous les réacteurs, ou encore les défaillances des vannes du circuit assurant le refroidissement des groupes électrogènes de secours des réacteurs de 1300 MWe.

Parmi les défaillances constatées, beaucoup ont été mises au jour grâce aux vérifications approfondies de la conformité des installations qui ont été engagées par EDF, sur les réacteurs de 900 MWe, depuis 1998. Ces non-conformités, issues de la construction d'origine, ou de modifications réalisées par la suite, ou encore d'une dégradation dans le temps, contribuent pour partie à l'augmentation du nombre global d'incidents de 1998 à 1999.

A ces anomalies concernant les équipements peuvent être ajoutées les défaillances mettant en cause l'exploitation, comme celles constatées en matière de radioprotection, que l'incident du Tricastin du 11 mars est venu tristement illustrer, ou encore les conditions non satisfaisantes d'entreposage des déchets sur les sites.

De gravité variable au plan technique, ces affaires, par les dysfonctionnements multiples qu'elles mettent en évidence, conduisent à juger de manière très nuancée le bilan de l'exploitation des réacteurs de puissance d'EDF en 1999.

Enfin, la fin de l'année 1999 a été marquée par deux événements majeurs : le passage informatique à l'an 2000 et les tempêtes qui se sont abattues sur la France à la fin du mois de décembre et sont venues perturber la production et la distribution d'électricité.

Des moyens importants ont été mobilisés tout au long de l'année 1999, tant du côté d'EDF que de l'Autorité de sûreté, dans l'objectif de maîtriser les risques associés au bogue de l'an 2000. Malgré les violentes tempêtes qui se sont abattues sur la France à la fin du mois de décembre et ont affaibli la robustesse du réseau électrique, le passage à l'an 2000 n'a pas conduit à des conséquences sur la sûreté des centrales.

Les tempêtes ont néanmoins affaibli la sûreté de la centrale du Blayais en entraînant une inondation partielle de deux de ses réacteurs, le 27 décembre. Cet événement a amené l'Autorité de sûreté à demander à EDF de réexaminer la prise en compte du risque d'inondation, sur ce site et sur d'autres sites vulnérables, et plus généralement la prise en compte des risques d'agression externes aux centrales.

2 GÉNÉRALITÉS SUR LES RÉACTEURS À EAU SOUS PRESSION (REP)

Les 19 centrales nucléaires françaises en exploitation sont globalement semblables. Elles sont toutes équipées de réacteurs du même type (réacteurs à eau sous pression), construits par le même fournisseur, Framatome.

On distingue généralement :

- parmi les 34 réacteurs de 900 MWe :

- le palier CP0, constitué des deux réacteurs de Fessenheim et de quatre réacteurs du Bugey (réacteurs 2 à 5),

- le palier CPY, constitué des autres réacteurs de 900 MWe, qu'on peut subdiviser en CP1 (18 réacteurs) et CP2 (10 réacteurs) ;
- parmi les 20 réacteurs de 1300 MWe :
- le palier P4, constitué des 8 réacteurs de Paluel, Flamanville et Saint-Alban,
- le palier P'4, constitué des 12 réacteurs de 1300 MWe les plus récents.

Enfin, le palier N4, en cours de démarrage, est constitué de quatre réacteurs de 1450 MWe : deux sur le site de Chooz dans les Ardennes, et deux sur le site de Civaux dans la Vienne.

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

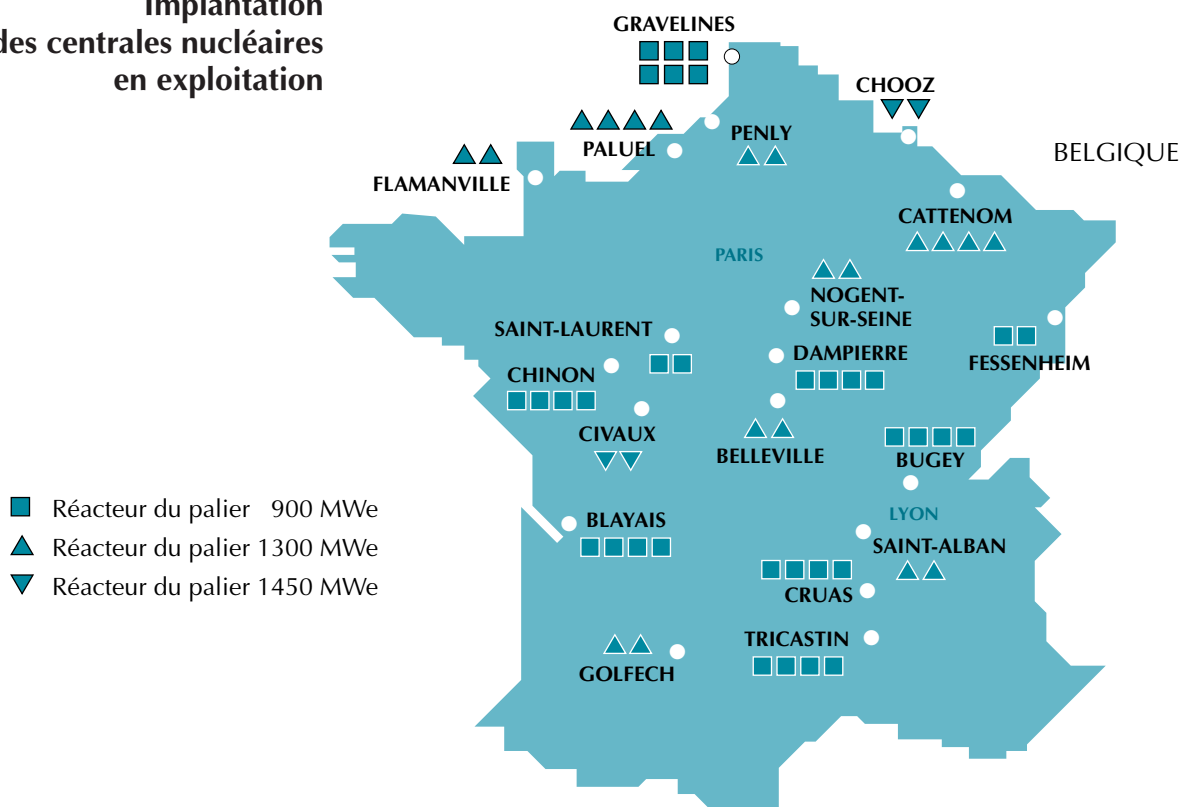
La conception des bâtiments, la présence d'un circuit de refroidissement intermédiaire entre celui permettant l'aspersion dans l'enceinte en cas d'accident et celui contenant l'eau de la rivière, ainsi qu'un pilotage plus souple, distinguent le palier CPY des réacteurs du Bugey et de Fessenheim.

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 abritent l'installation. On notera que 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 petits, et des pompes primaires, ainsi que par l'informatisation de la conduite.

Implantation des centrales nucléaires en exploitation



2 | 1

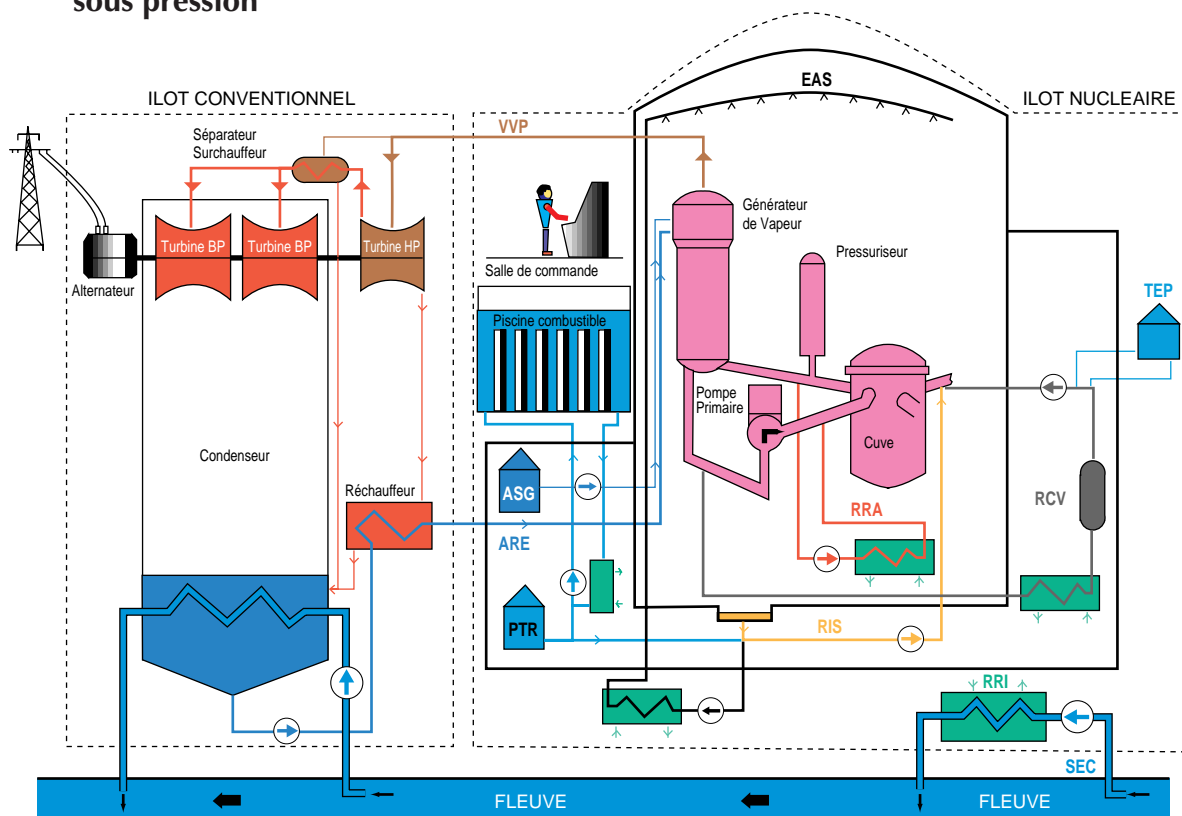
Description d'une centrale nucléaire

2 | 1 | 1

Présentation générale

Toute centrale électrique thermique dispose d'une source de chaleur qu'elle transforme en énergie mécanique puis en énergie électrique. Les centrales classiques utilisent la chaleur dégagée par la combustion de combustibles fossiles (fuel, charbon, gaz), les centrales nucléaires celle qui est dégagée par

Schéma de principe d'un réacteur à eau sous pression



ABRÉVIATIONS UTILISÉES DANS LE SCHÉMA DE PRINCIPE D'UN RÉACTEUR À EAU SOUS PRESSION

| | |
|------------|---|
| ARE | circuit d'eau alimentaire normal des générateurs de vapeur |
| ASG | circuit d'eau alimentaire de secours des générateurs de vapeur |
| EAS | circuit d'aspersion dans l'enceinte |
| PTR | circuit de traitement et de réfrigération de l'eau des piscines |
| RCV | circuit de contrôle chimique et volumétrique |
| RIS | circuit d'injection de sécurité |
| RRA | circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur |
| RRI | circuit de réfrigération intermédiaire |
| SEC | circuit de refroidissement des échangeurs RRI |
| TEP | traitement des effluents primaires |
| VVP | vapeur vive principale |
| Turbine BP | turbine basse pression |
| Turbine HP | turbine haute pression |

la fission d'atomes d'uranium ou de plutonium. La chaleur produite permet de vaporiser de l'eau. La vapeur est ensuite détendue dans une turbine qui entraîne un alternateur générant l'énergie électrique. La vapeur, après détente, passe dans un condenseur où elle est refroidie au contact de tubes dans lesquels circule de l'eau froide provenant de la mer, d'une rivière ou d'un circuit de réfrigération atmosphérique.

Chaque réacteur comprend un îlot nucléaire, un îlot conventionnel et des ouvrages d'eau (prise et rejet d'eau, éventuellement aérorefrigérant).

L'îlot nucléaire comprend essentiellement la chaudière nucléaire constituée du circuit primaire et des circuits et systèmes assurant le fonctionnement et la sûreté du réacteur : les circuits de contrôle chimique et volumétrique, d'injection de sécurité, de réfrigération à l'arrêt, d'aspersion de l'enceinte, les systèmes électriques de contrôle-commande et de protection du réacteur.

A la chaudière nucléaire sont également associés des circuits et systèmes assurant des fonctions « support » : traitement des effluents primaires, récupération du bore, alimentation en eau, ventilation, alimentation électrique de sauvegarde (groupes électrogènes à moteur diesel).

L'îlot conventionnel comprend la turbine, l'alternateur, le condenseur, des circuits d'eau et de vapeur qui constituent le circuit secondaire, les services généraux et l'alimentation en énergie électrique de l'installation. Certains de ces matériels participent à la sûreté du réacteur.

2 | 1 | 2

Le cœur, le circuit primaire et le circuit secondaire

Le cœur du réacteur est constitué de crayons contenant des pastilles d'oxydes d'uranium ou d'un mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium (combustible dit « MOX ») répartis en assemblages combustibles, contenus dans une cuve en acier. Lors de leur fission, les noyaux d'uranium émettent des neutrons qui provoquent, à leur tour, d'autres fissions : c'est la réaction en chaîne. Ces fissions nucléaires dégagent une grande quantité d'énergie, sous forme de chaleur. L'eau primaire pénètre dans le cœur par la partie inférieure, à une température d'environ 285 °C, remonte le long des crayons combustibles, et ressort à la partie supérieure à une température de l'ordre de 320 °C.

La réaction en chaîne, et donc la puissance du réacteur, est maîtrisée par les barres de contrôle qui pénètrent dans le cœur ainsi que par la variation de la teneur en acide borique (absorbeur de neutrons) de l'eau du circuit primaire. Les barres de contrôle permettent de démarrer et d'arrêter le réacteur et de suivre les variations de charge. Leur chute par gravité permet l'arrêt d'urgence du réacteur. La concentration en acide borique est ajustée en fonction de l'épuisement progressif du combustible en matériau fissile.

Le circuit primaire extrait la chaleur dégagée dans le cœur du réacteur par circulation d'eau sous pression dans les boucles de refroidissement (3 pour un réacteur de 900 MWe, 4 pour un réacteur de 1300 MWe ou de 1450 MWe). Chaque boucle, raccordée à la cuve du réacteur, comprend un générateur de vapeur et une pompe de circulation dite pompe primaire. Sur l'une des boucles, un pressuriseur contrôle les variations de pression et de volume du liquide primaire. L'eau sous pression, ou eau primaire, véhicule la chaleur prélevée dans le cœur du réacteur et la transfère à l'eau du circuit secondaire dans les générateurs de vapeur ; l'eau primaire est reprise par les pompes primaires qui la refoulent vers le cœur du réacteur. Le pressuriseur permet de maintenir la pression de l'eau primaire à 155 bar, pour éviter l'ébullition de l'eau, qui est chauffée à plus de 300 °C.

L'eau du circuit primaire cède la chaleur produite par le cœur du réacteur à l'eau du circuit secondaire, sans entrer en contact avec elle, dans les générateurs de vapeur. Le circuit secondaire est constitué principalement d'une boucle fermée parcourue successivement par de l'eau sous forme de liquide dans une partie, sous forme de vapeur dans l'autre partie. La vapeur produite dans les générateurs de

vapeur subit une détente partielle dans une turbine haute pression, puis traverse les séparateurs surchauffeurs avant d'être admise pour une détente finale dans les turbines basse pression, d'où elle s'échappe vers le condenseur. L'eau condensée est renvoyée vers les générateurs de vapeur par des pompes d'extraction relayées par des pompes alimentaires à travers des réchauffeurs basse et haute pression.

2 | 1 | 3

Les principaux circuits auxiliaires

Le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) a pour fonction, lors de la mise à l'arrêt normal du réacteur, d'évacuer la chaleur du circuit primaire et la puissance résiduelle du combustible, puis de maintenir l'eau primaire à basse température pendant toute la durée de l'arrêt. En effet, après l'arrêt de la réaction en chaîne, le cœur du réacteur continue à produire de la chaleur, appelée puissance résiduelle. Il est nécessaire d'évacuer cette puissance, qui autrement pourrait suffire à endommager, voire à faire fondre, le combustible, dégageant alors une grande quantité de produits radioactifs. Le circuit RRA sert également à vidanger la piscine du réacteur après rechargement du combustible.

Le circuit de contrôle chimique et volumétrique du réacteur (RCV) permet, pendant le fonctionnement de la chaudière :

- d'ajuster la masse d'eau primaire en fonction des variations de température ;
- de maintenir la qualité de l'eau primaire, en réduisant sa teneur en produits de corrosion et de fission, et en injectant des produits chimiques (inhibiteur de corrosion par exemple) ;
- de reprendre et compenser les fuites normales des joints des pompes primaires ;
- de régler la concentration en acide borique.

2 | 1 | 4

Les circuits de sauvegarde

Le rôle des circuits de sauvegarde est de maîtriser et de limiter les conséquences des incidents et des accidents.

Les circuits de sauvegarde sont essentiellement les circuits d'injection de sécurité (RIS), le circuit d'aspersion dans l'enceinte (EAS) du bâtiment réacteur et le circuit d'eau alimentaire de secours des générateurs de vapeur (ASG).

Les circuits RIS injectent de l'eau borée dans le cœur du réacteur en cas d'accident afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'évacuer la puissance résiduelle. Ils sont constitués d'accumulateurs sous pression, qui fonctionnent de manière passive, et de pompes, qui ont des débits et des pressions de refoulement différents pour répondre aux différents types d'accidents. Ces pompes aspirent l'eau d'un réservoir de 2000 m³ environ. Lorsque ce réservoir est vide, elles sont connectées aux puisards du bâtiment du réacteur, où est recueillie l'eau pulvérisée par le système EAS, ainsi que l'eau qui s'échappe du circuit primaire dans les cas de rupture sur ce circuit.

Le circuit EAS, en cas de rupture du circuit primaire ou d'une tuyauterie de vapeur à l'intérieur de l'enceinte, pulvérise de l'eau additionnée de soude dans l'enceinte, afin de diminuer la pression qui y règne et de rabattre au sol les aérosols radioactifs éventuellement disséminés.

Le circuit ASG permet de maintenir le niveau d'eau secondaire dans les générateurs de vapeur et donc de refroidir l'eau du circuit primaire en cas de panne de leur circuit d'alimentation normale (ARE) et lors des phases d'arrêt et de démarrage du réacteur.

Les autres circuits

Outre de nombreux circuits de ventilation, d'air comprimé, d'eau destinée à la lutte contre les incendies, de purges, on peut citer :

- le circuit de réfrigération et purification de l'eau des piscines (PTR) qui permet en particulier d'évacuer la chaleur résiduelle des éléments combustibles irradiés stockés dans la piscine de désactivation ;
- le circuit de réfrigération intermédiaire (RRI) qui assure le refroidissement d'un certain nombre d'équipements nucléaires et fonctionne en boucle fermée entre l'eau primaire et l'eau pompée dans le fleuve ou la mer ;
- le circuit d'eau brute secourue (SEC) qui assure le refroidissement du circuit RRI au moyen de la source froide : mer ou rivière.

L'enceinte de confinement

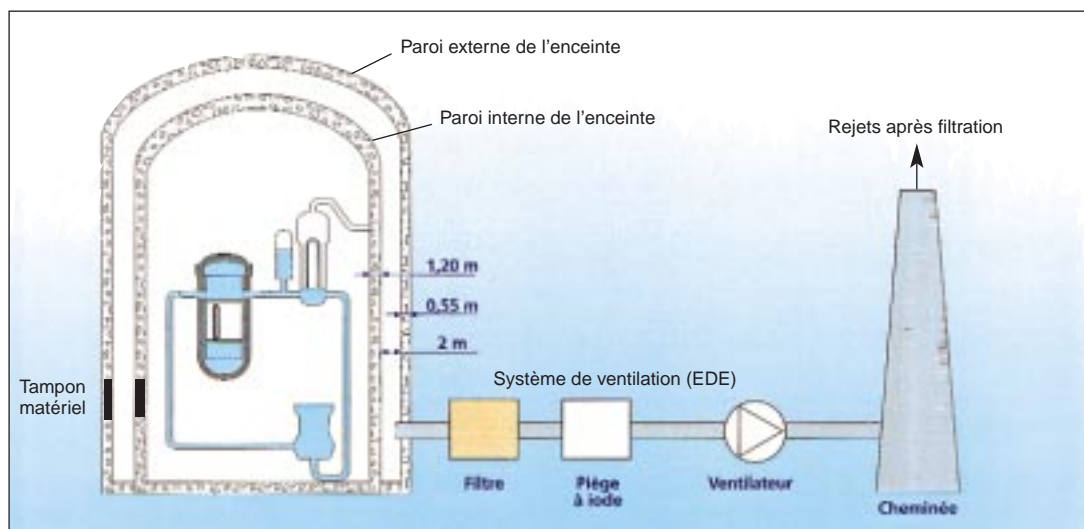
L'enceinte de confinement des réacteurs à eau sous pression assure deux fonctions :

- le confinement, et ainsi la protection du public et de l'environnement vis-à-vis des produits radioactifs susceptibles d'être dispersés à l'intérieur de l'enceinte en situation accidentelle ; à cette fin, les enceintes ont été dimensionnées pour résister aux valeurs maximales de pression qui pourraient être atteintes en situation accidentelle et pour présenter des fuites minimales dans ces conditions ;
- la protection du réacteur vis-à-vis des agressions externes (par exemple, les chutes d'avion).

Les enceintes de confinement des réacteurs à eau sous pression sont de deux types :

- les enceintes de type 900 MWe, qui sont constituées d'une simple paroi en béton précontraint de 90 cm d'épaisseur. Cette paroi assure la résistance mécanique vis-à-vis de la pression de l'accident de référence et l'intégrité de la structure vis-à-vis d'une agression externe. L'étanchéité est, quant à elle, assurée par une peau métallique de faible épaisseur ;
- les enceintes de type 1300 MWe et 1450 MWe, qui sont constituées de deux parois, la paroi interne en béton précontraint, la paroi externe en béton armé. L'étanchéité est assurée par la paroi interne et le système de ventilation (EDE) qui collecte, dans l'espace entre les parois, les fuites provenant de l'intérieur comme de l'extérieur ; la résistance aux agressions externes est en grande partie assurée par la paroi externe.

Schéma de principe du confinement d'une enceinte d'un réacteur de 1300 MWe



2 | 2

L'exploitation d'une centrale nucléaire

2 | 2 | 1

L'organisation d'EDF

Au sein d'EDF, l'exploitation des centrales nucléaires, y compris leur sûreté, est de la responsabilité de la Division production nucléaire (DPN). Le directeur de la DPN a autorité sur les directeurs des centrales nucléaires, et il dispose par ailleurs de services centraux, les « fonctions techniques communes ».

Ceux-ci comprennent des services d'expertise et d'appui, chargés d'élaborer la doctrine de la DPN et de participer à l'amélioration de l'exploitation des centrales, avec lesquels dialoguent les différents services des centrales, notamment les ingénieries de site ; les services centraux comprennent également des unités opérationnelles telles que l'Unité nationale d'ingénierie du parc en exploitation (UNIFE), chargée notamment de gérer les modifications des installations décidées au niveau national.

Au sein de la DPN, les services centraux et les centrales nucléaires sont en relation avec les centres d'ingénierie de la Division ingénierie et services (DIS), qui est chargée de la conception des équipements et de leurs modifications, ainsi que des spécifications et des aspects réglementaires qui concernent ces équipements.

Dans le cadre de son action de contrôle, l'Autorité de sûreté a des relations avant tout avec la DPN. Les interlocuteurs de l'Autorité de sûreté 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.

2 | 2 | 2

Le combustible et sa gestion

Principes généraux

Au début d'un cycle de fonctionnement, le cœur du réacteur représente une réserve d'énergie très importante ; celle-ci diminue progressivement pendant le cycle au fur et à mesure que disparaissent les noyaux fissiles. Le bore dissous dans l'eau du circuit primaire permet de compenser, par sa capacité à absorber les neutrons, la forte réactivité initiale. La concentration en bore est ajustée pendant le cycle en fonction de l'épuisement du combustible.

La campagne s'achève lorsque la valeur de cette concentration devient proche de zéro. Une prolongation est toutefois possible, si l'on abaisse la température, et éventuellement la puissance, en dessous de leurs valeurs nominales.

En fin de campagne, le cœur du réacteur est déchargé afin de renouveler une partie du combustible.

Le combustible utilisé dans les réacteurs à eau sous pression

EDF exploite dans les réacteurs à eau sous pression deux types de combustibles.

- un combustible à base d'oxyde d'uranium (UO_2), initialement enrichi en uranium 235 ;
- un combustible fait d'un mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium (MOX).

Le taux d'enrichissement initial en uranium 235 du combustible UO_2 à l'uranium naturel est limité à 4 % (cette limite est de 4,1 % pour l'uranium issu du retraitement).

- Le combustible UO₂

Ce combustible est fabriqué en quasi-totalité par la société FRAGEMA. Toutefois, depuis 1980, dans un souci de diversification de ses approvisionnements, EDF se fournit auprès de plusieurs fabricants étrangers de combustible.

Ainsi, les centrales du Blayais et de Chinon (900 MWe) utilisent des assemblages combustibles issus des fabrications du constructeur allemand Siemens.

De même, le cœur du réacteur 1 de Cattenom (1300 MWe) comporte un tiers d'assemblages combustibles du fabricant espagnol Enusa. Celui du réacteur 2 de Saint-Alban contient un tiers d'assemblages combustibles de fourniture ABB-Atom (Suède). Ces combustibles ont entamé en 1999 leur 2^e cycle d'irradiation. Par ailleurs, du combustible à l'uranium issu du retraitement (URE) et réenrichi en uranium 235 est également utilisé dans les réacteurs 3 et 4 de Cruas (900 MWe). Le taux d'enrichissement initial en uranium 235 du combustible URE est fixé à 4,1 %. Cette valeur permet d'obtenir une équivalence énergétique avec le combustible à l'uranium naturel initialement enrichi à 3,7 % en uranium 235.

- Le combustible MOX

Le combustible MOX est produit par l'usine MELOX de COGEMA à Marcoule. La teneur initiale en plutonium est limitée réglementairement à 7,08 % en moyenne par assemblage combustible et permet d'obtenir une équivalence énergétique avec du combustible UO₂ initialement enrichi à 3,25 % en uranium 235.

Ce combustible peut être utilisé dans les réacteurs de 900 MWe des paliers CP1 et CP2 dont les décrets d'autorisation de création prévoient l'utilisation de combustible MOX, soit 20 réacteurs sur 28.

Les gestions du combustible

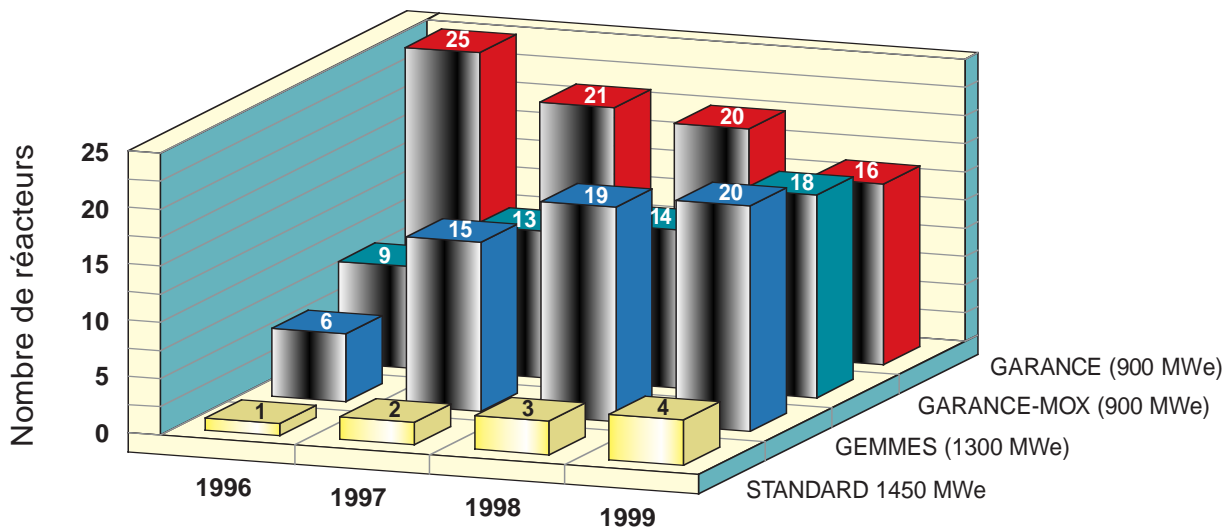
A ce jour, EDF met en œuvre quatre gestions du combustible différentes, chacune correspondant à un combustible et à un type de réacteur.

Ces gestions sont décrites dans le tableau qui suit.

| Gestion | Caractéristiques de la gestion | Longueur de campagne | Réacteurs concernés |
|---------------------------------------|---|----------------------|---|
| Standard 900 MWe (GARANCE) | Rechargement par quart de cœur avec du combustible à l'UO ₂ initialement enrichi à 3,7 % en uranium 235 | 12 mois | Gravelines 5 et 6 Chinon B1 et B2 Blayais 3 et 4 Fessenheim 1 et 2 Bugey 2 à 5 Cruas 1 à 4 |
| Hybride MOX (GARANCE MOX) | Rechargement par quart de cœur avec du combustible à l'UO ₂ initialement enrichi à 3,7 % en uranium 235 et par tiers de cœur avec du combustible MOX | 12 mois | Blayais 1 et 2 Chinon B3 et B4 Dampierre 1 à 4 Gravelines 1 à 4 St-Laurent B1 et B2 Tricastin 1 à 4 |
| Campagnes allongées 1300 MWe (GEMMES) | Rechargement par tiers de cœur avec du combustible à l'UO ₂ initialement enrichi à 4 % en uranium 235 | 18 mois | Belleville 1 et 2 Cattenom 1 à 4 Flamanville 1 et 2 Golfech 1 et 2 Nogent 1 et 2 Paluel 1 à 4 Penly 1 et 2 St-Alban 1 et 2 |
| Standard 1450 MWe | Rechargement par quart de cœur avec du combustible à l'UO ₂ initialement enrichi à 3,4 % en uranium 235 | 12 mois | Chooz B1 et B2 Civaux 1 et 2 |

Le graphique suivant présente l'évolution des gestions du combustible sur le parc depuis l'année 1996.

Gestions du combustible Evolution 1996-1999



2 | 2 | 3

Les documents d'exploitation

Pour l'exploitation des centrales nucléaires, le personnel se réfère à différents documents ; parmi ceux-ci, l'Autorité de sûreté 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.

Les RGE comportent plusieurs chapitres dont les plus importants pour la sûreté font l'objet d'un examen attentif par l'Autorité de sûreté.

Le chapitre III, intitulé « Spécifications techniques d'exploitation » (STE), délimite le domaine de fonctionnement normal du réacteur. 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. Ce chapitre précise également les matériels requis en fonction de l'état du réacteur et indique les actions à entreprendre en cas de mauvais fonctionnement ou de panne de ces matériels.

Le chapitre IX 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 sauve-

garde qui devraient être utilisés en cas d'accident, des essais sont réalisés périodiquement pour vérifier leur bon fonctionnement. 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.

Le chapitre X définit le programme des essais relatifs au cœur combustible des réacteurs ; ce chapitre, créé en 1997 à la demande de la DSIN afin de rassembler de manière cohérente les essais pré-existants, sera progressivement introduit dans les RGE des différents paliers de réacteurs.

Enfin, le chapitre VI 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.

Par ailleurs, le souci constant de vérifier que l'installation se comporte bien dans les limites identifiées à la conception conduit EDF à inspecter régulièrement les équipements pour vérifier l'évolution de leur état dans le temps. Ceci est particulièrement important pour les matériels statiques qui ne peuvent faire l'objet d'essais périodiques.

EDF, sur la base des préconisations des constructeurs, a défini des programmes d'inspection périodique des composants (ou programmes de maintenance préventive), en fonction des prévisions qu'il pouvait avoir, lors de la conception, sur les sollicitations potentielles de l'installation.

Ces démarches de surveillance sont examinées par l'Autorité de sûreté.

Leur mise en œuvre fait appel dans certains cas, notamment pour les tuyauteries et la robinetterie, à des méthodes de contrôle non destructives (radiographie, ultrasons, courants de Foucault, ressuage...) dont l'application est confiée à du personnel spécialement qualifié. Quelquefois, des prélèvements de matériels dits « précurseurs » pour permettre des expertises destructives plus précises sont jugés préférables. C'est notamment le cas lorsque les performances des méthodes de contrôle non destructives s'avèrent insuffisantes pour détecter les défauts présumés.

2 | 2 | 4

Les arrêts de tranche

Dans les centrales nucléaires exploitées en France, le remplacement du combustible usé, contenu dans le cœur du réacteur, oblige EDF à arrêter périodiquement l'installation afin d'ouvrir la cuve : c'est ce qu'on appelle un « arrêt de tranche ». Selon le mode de gestion actuel du combustible, la durée d'exploitation entre deux arrêts consécutifs pour rechargement varie entre environ 12 mois pour le palier 900 MWe et 18 mois pour le palier 1300 MWe.

Ces arrêts rendent momentanément accessibles des parties de l'installation qui ne le sont pas pendant son fonctionnement, notamment celles situées dans le bâtiment réacteur ; c'est en particulier le cas pour le circuit primaire principal. Ces arrêts sont donc mis à profit pour visiter l'installation et vérifier son état en réalisant des opérations de contrôle. Si nécessaire, des opérations de maintenance sont entreprises afin de remettre l'installation dans des conditions de fonctionnement et de sûreté acceptables pour le cycle suivant. C'est également lors de ces arrêts que sont réalisées la plupart des modifications des installations qui ont été programmées.

La durée moyenne des arrêts est d'environ 6 semaines. Elle peut atteindre 4 à 5 mois pour les visites décennales ou lorsque des opérations de maintenance très lourdes sont programmées (remplacement des générateurs de vapeur, réparation de l'enceinte de confinement...) ou encore lors de la découverte d'un nouveau problème technique (ce fut le cas en particulier pour le réacteur 3 du Bugey lors de la découverte du phénomène de fissuration des adaptateurs des couvercles de cuve en 1991). L'étendue des visites, qui a une incidence très forte sur la durée de l'arrêt, fait par ailleurs l'objet

d'une attention toute particulière de l'Autorité de sûreté, car c'est l'élément majeur pour connaître l'état de l'installation.

Une planification et une préparation minutieuses de ces opérations par l'exploitant sont donc nécessaires plusieurs mois avant l'arrêt afin d'optimiser les multiples interventions, prévoir les prestataires compétents, organiser les chantiers dans un environnement souvent exigü et encombré, tout en prenant en compte bien entendu la réglementation du travail (radioprotection des travailleurs, durée des interventions...). Lors d'un arrêt, EDF doit gérer et surveiller le travail de plusieurs centaines de travailleurs supplémentaires. De la qualité de ces interventions dépendront la sûreté et la disponibilité du réacteur pendant le cycle suivant.

Compte tenu de l'enjeu, l'Autorité de sûreté 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.

Enfin, après la divergence du réacteur, les résultats des essais physiques réalisés sur le cœur rechargé dans le réacteur, pour montrer son bon comportement, sont communiqués à l'Autorité de sûreté et à l'IPSN.

3 L'EXPLOITATION DES CENTRALES NUCLEAIRES

3 | 1

L'impact de l'environnement économique, de l'organisation et des personnes sur la sûreté

Depuis plusieurs années, l'Autorité de sûreté s'est intéressée aux effets des facteurs humains et organisationnels sur la sûreté des centrales nucléaires. Ses actions dans ces domaines sont développées ci-après (§ 3|1|1 et 3|1|2).

Par ailleurs, dans le contexte de dérégulation du marché de l'électricité, l'expérience des pays étrangers montre que la gestion des ressources consacrées à la maîtrise de la sûreté des centrales risque d'être, à l'avenir, soumise à des contraintes encore accrues sous l'effet de la concurrence. L'Autorité de sûreté devra veiller dans les années à venir à ce qu'EDF non seulement maintienne le niveau de sûreté de ses installations, mais poursuive sa démarche d'amélioration continue de la sûreté.

La réduction du temps de travail pourra également conduire, au moins pendant une période transitoire avant que les nouveaux embauchés ne deviennent opérationnels, à augmenter les contraintes sur la gestion des ressources humaines, notamment au niveau des ingénieries des services centraux et des sites. Ces évolutions requièrent de la part d'EDF une anticipation, dans la gestion de ces ressources humaines notamment, à laquelle l'Autorité de sûreté sera attentive.

3 | 1 | 1

L'organisation d'EDF

L'action d'observation et d'évaluation menée par l'Autorité de sûreté depuis 1997 sur les effets, en termes de sûreté, de la politique de déconcentration des responsabilités mise en œuvre par EDF et sur les relations entre les sites nucléaires et les moyens centraux du parc a mis en évidence quatre points faibles qui ont fait l'objet de demandes correctives auprès d'EDF en décembre 1998.

Ces points faibles concernent :

- la gestion des dispositions prescriptives définies par les services centraux, qui correspondent aux engagements pris par EDF en réponse aux demandes de la DSIN et qui doivent être appliquées par les sites ;
- le pilotage exercé par les services centraux d'EDF sur les sites pour le traitement des questions de sûreté ;
- l'analyse et la prise en compte de manière réactive du retour d'expérience d'exploitation ;
- l'efficacité du système de contrôle interne à l'organisation du parc nucléaire d'EDF.

Ces points faibles n'ont pas été contestés par EDF. Sans remettre en cause sa politique de déconcentration qu'il considère comme un progrès dans la maîtrise de la sûreté du parc nucléaire puisqu'elle renforce la responsabilité des acteurs locaux, EDF a présenté en octobre 1999 à l'Autorité de sûreté plusieurs évolutions visant à mieux encadrer cette politique.

Il s'agit notamment de :

- clarifier le référentiel des prescriptions de sûreté devant être appliquées par les sites ;
- clarifier le partage des responsabilités entre les services centraux et les sites dans le traitement des questions de sûreté ;
- renforcer le pilotage par les services centraux des affaires nationales à forts enjeux de sûreté, notamment par la mise en place d'une gestion par projets pour la phase d'analyse et de décision ;
- développer l'accompagnement et le contrôle des sites lors de la mise en application des prescriptions nationales.

Si ces évolutions très récentes de l'organisation d'EDF répondent dans leur principe aux points faibles relevés, il est trop tôt pour apprécier leurs effets sur le traitement des questions de sûreté.

L'Autorité de sûreté a poursuivi en 1999 son action d'observation et d'évaluation, notamment en ce qui concerne la fonction ingénierie, centralisée et décentralisée.

Dans le domaine de la maintenance, qu'EDF souhaite déconcentrer vers les sites, l'Autorité de sûreté a évalué, au travers d'inspections, les moyens et les compétences disponibles sur chaque site, notamment sur le plan de leur suffisance. L'organisation propre à chaque ingénierie locale a été examinée, sur la base d'exemples concrets, pour vérifier en particulier les conditions dans lesquelles était effectué le traitement des défauts rencontrés lors des contrôles réalisés pendant les arrêts du réacteur, ce travail en temps limité nécessitant la mobilisation de nombreuses compétences pas toujours présentes sur le site.

L'action de l'Autorité de sûreté s'est également portée sur la démarche de déconcentration visant à donner des responsabilités accrues aux sites dans la maîtrise de l'exploitation du combustible (une gestion par projet a été mise en place en 1999 par EDF). Plusieurs inspections sur ce sujet ont été réalisées sur les sites et dans les services centraux. Si certains points positifs ont pu être notés, tels que la désignation d'un pilote stratégique et d'un pilote opérationnel sur chacun des sites, on constate toutefois des insuffisances dans la gestion même du projet, tant au niveau des services centraux que sur les sites. Ces insuffisances se traduisent notamment par une estimation préalable des besoins humains, matériels et financiers négligée, ainsi que par une définition et une formalisation imprécises des méthodes et des processus d'instruction. Au-delà de la gestion du projet, sa bonne mise en œuvre et l'adéquation des actions qu'il contient aux dysfonctionnements qui sont à son origine feront l'objet d'une série d'inspections en 2000.

Ces premières évaluations, qui devront être approfondies en 2000, montrent à nouveau la nécessité pour EDF de conduire sa politique de déconcentration de façon plus rigoureuse et coordonnée.

Au-delà des difficultés liées à la déconcentration, EDF a rencontré en 1999 des difficultés, déjà constatées par le passé lors du traitement des dégradations des circuits RIS des réacteurs de 900 MWe, dans l'anticipation des moyens et compétences extérieurs nécessaires pour traiter des défauts affectant tout ou partie du parc des réacteurs nucléaires.

A la suite de l'incident de fuite sur le circuit RRA du réacteur 1 de Civaux survenu en mai 1998, l'Autorité de sûreté a demandé à EDF d'engager un programme de contrôle et de réparation de l'ensemble des circuits RRA des réacteurs nucléaires, à l'occasion de leurs arrêts programmés. EDF a souhaité mettre à profit les premiers mois de l'année 1999 pour préparer les interventions, et en particulier pour mettre au point les procédés de contrôle et de réparation sur des chantiers pilotes et lancer les approvisionnements en pièces de rechange. Le programme de maintenance n'a ainsi été mis en œuvre, de manière systématique à chaque arrêt programmé, qu'à partir de septembre 1999. Or, à la fin de l'année 1999, alors que seuls dix réacteurs avaient été contrôlés et réparés, EDF s'est trouvé dans l'incapacité de poursuivre les interventions par manque de soudeurs spécialisés pour réaliser les réparations. Les services centraux ont sous-estimé les moyens nécessaires pour conduire les réparations des circuits RRA. Ils ont également manqué d'anticipation en n'investissant pas suffisamment d'efforts dans le développement de moyens de soudage automatiques, qui peuvent remplacer les spécialistes pour les tâches les moins délicates.

Cet exemple est révélateur d'insuffisances dans la gestion par EDF des ressources consacrées à la maîtrise de la sûreté des centrales.

3 | 1 | 2

La politique d'EDF relative au facteur humain et à la formation

Une grande part des actions menées en matière de sûreté nucléaire porte sur le matériel et l'amélioration de sa fiabilité, et des progrès continuent à être réalisés sur ces points. Toutefois, 70 à 80 % des incidents comportent au moins une cause liée au « facteur humain » (FH), étant entendu que, en fait, il s'agit là d'un ensemble regroupant de façon indissociable les comportements individuels et collectifs, l'organisation et le management.

A la demande de la DSIN, EDF a été amené à préciser sa politique en la matière par courrier du 28 juin 1996 : 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 s'articule essentiellement autour de trois axes :

- l'interface homme-machine ;
- la formation ;
- l'évolution des méthodes de travail, de l'implication et du comportement des acteurs.

L'évolution des méthodes de travail, de l'implication et du comportement des acteurs

Sans négliger les deux premiers axes, qui sont la continuation des mesures classiques mentionnées ci-dessus, c'est sur le troisième axe qu'EDF attend des progrès durables. Ce troisième axe consiste à agir sur les méthodes personnelles et collectives de travail, sur les manières d'être et de faire, pour que les mesures déjà mises en œuvre portent totalement leurs fruits et n'opèrent pas seulement comme des facteurs externes mal assimilés.

Cette politique, axée sur l'implication des acteurs, demande nécessairement d'agir au plus près du terrain, et nécessite une participation active de la hiérarchie. Les structures mises en place par EDF pour développer cette politique, compte tenu de cet impératif, comprennent une équipe FH nationale et des correspondants FH sur les sites.

En mai 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 pourra 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.

Des actions qu'elle a menées sur cette politique FH, l'Autorité de sûreté retient quatre grands constats :

- la situation est très hétérogène d'un site à l'autre. En effet, si certains sites ont une politique FH volontariste et paraissant maîtrisée, d'autres ont des actions disparates, et certains ne montrent pas de réelle motivation dans ce domaine ;

- les structures FH mises en place par les sites sont en général insuffisamment développées, tant en termes de compétence que de moyens ;
- les sites ont des difficultés pour impliquer la hiérarchie intermédiaire et la hiérarchie de proximité dans le développement de leur politique FH, alors que l'implication de ces hiérarchies constitue un élément de réussite majeur ;
- les actions concrètes que les sites souhaitent mettre en œuvre dans le cadre de leur politique sont définies sans réelle méthodologie.

La DSIN demandera prochainement à EDF de s'engager sur des orientations propres à remédier à ces constats.

Par ailleurs, l'Autorité de sûreté a poursuivi en 1999 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 FH 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.

Enfin, parce qu'il touche aux hommes, aux principes de management et aux organisations, le FH demande une approche nouvelle de la part de l'Autorité de sûreté. Une réflexion menée au sein de l'Autorité de sûreté a conduit à définir deux orientations : la première est d'introduire le FH dans les référentiels des exigences de sûreté, la deuxième est de faire évoluer les pratiques actuelles de l'Autorité de sûreté 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.

La formation

Une synthèse des inspections menées en 1997 sur le thème de la formation des agents d'EDF, réalisée en 1998, montre que les nouvelles orientations d'EDF dans ce domaine conduisent les sites à adopter des approches très différentes. Cette situation renforce la nécessité que les services centraux d'EDF assurent un réel partage d'expérience entre les sites, un véritable pilotage et un appui effectif ; ces points apparaissent insuffisamment traités à ce jour. D'autre part, la notion de compétence, introduite de manière forte dans ces nouvelles orientations, demande une approche qui n'est pas encore véritablement intégrée par les sites dans tous ses aspects. La DSIN a ainsi demandé à EDF, au début de l'année 1999, de prendre des mesures destinées à pallier ces insuffisances.

L'interface homme-machine

L'action de la DSIN sur ce thème s'est concentrée sur l'interface homme-machine du palier N4 qui, compte tenu de l'informatisation de la conduite de ces réacteurs, constitue une innovation majeure par rapport aux réacteurs des paliers 900 MWe et 1300 MWe. Ce point est développé au paragraphe 3|2|1|3.

3 | 1 | 3

La surveillance des prestataires et les conditions de travail des intervenants dans les centrales nucléaires

Les opérations de maintenance des réacteurs nucléaires, principalement réalisées lors des arrêts annuels, sont pour la majorité d'entre elles sous-traitées par EDF à des entreprises extérieures.

EDF, en tant que premier responsable de la sûreté de ses installations, doit s'assurer que ces opérations sont effectuées dans des conditions satisfaisantes, surtout lorsqu'elles portent sur des matériels importants pour la sûreté.

Pour cela, EDF doit vérifier que les entreprises sous-traitantes possèdent les compétences nécessaires, et doit surveiller la qualité des travaux réalisés. Dans ce domaine, l'action menée par EDF, depuis 1993, a notamment porté sur :

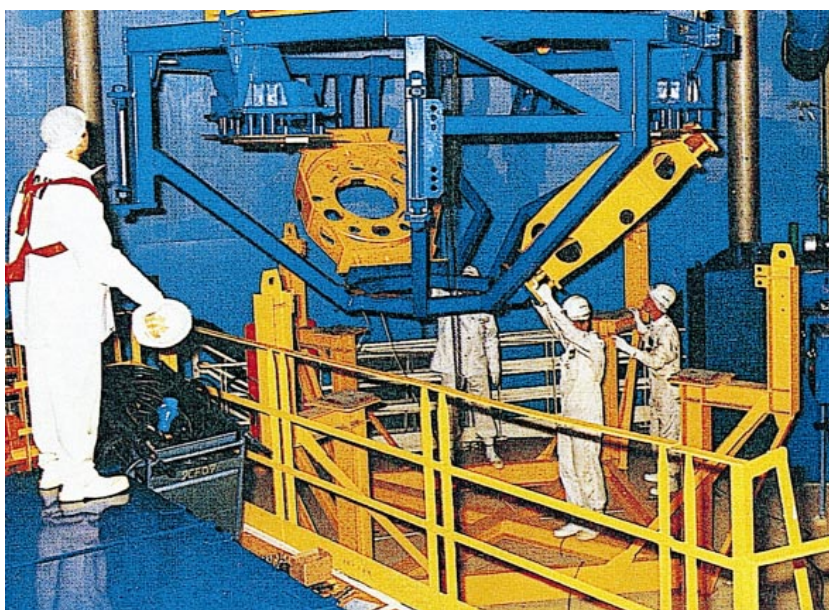
- la formation. Depuis juillet 1993, EDF a rendu obligatoire, pour chacun des intervenants extérieurs amené à intervenir sur du matériel important pour la sûreté, une formation « qualité sûreté prestataires ». Cette formation permet de mieux comprendre les principes de fonctionnement fondamentaux d'une centrale nucléaire et de diffuser la culture de sûreté ;
- la qualification. Il s'agit d'un agrément que délivre EDF si l'entreprise répond à certains critères. Outre le savoir-faire des intervenants, cette notion englobe le système qualité et la solidité - notamment financière - des prestataires.

Cette démarche, pilotée par les services centraux d'EDF, a été examinée par l'Autorité de sûreté lors de réunions techniques et d'inspections. L'Autorité de sûreté continue à porter notamment son attention sur la sous-traitance en cascade. En effet, lorsque les prestataires d'EDF sous-traitent à des entreprises qui à leur tour font appel à la sous-traitance, il devient difficile de contrôler effectivement la qualification de l'intervenant et la qualité des travaux.

Assurer la qualité des travaux réalisés par les quelque 22 000 salariés sous-traitants qui interviennent nécessite aussi de leur garantir des conditions de travail satisfaisantes. Malgré les efforts d'EDF pour étaler les arrêts des différents réacteurs de mars à novembre, leur travail reste saisonnier avec comme caractéristiques particulières des déplacements fréquents, des contraintes d'horaires et une exposition notable aux rayonnements ionisants. Ces dernières années, EDF s'est essentiellement attaché à :

- développer des partenariats avec les entreprises sous-traitantes, ce qui s'est traduit par un accroissement du nombre de contrats pluriannuels passés avec ces entreprises, afin de stabiliser les emplois et d'améliorer la qualité des interventions ;
- améliorer la protection vis-à-vis des rayonnements ionisants. Des progrès sensibles ont été constatés, mais il convient évidemment de poursuivre dans la direction d'une diminution de la dosimétrie collective par réacteur et de la dosimétrie moyenne par agent (voir § 5|1). Les agents les plus concernés sont des spécialistes pointus travaillant majoritairement en contrat à durée indéterminée.

L'Autorité de sûreté a affiné, en 1999, une collecte d'informations engagée dès la mi-1997 sur tous les sites dans le domaine de la surveillance des prestataires et de leurs conditions de travail. L'objectif est de disposer, à mi-2000, de données plus quantitatives sur le sujet afin notamment de mieux cibler les actions qu'elle mène dans ce domaine, par exemple en détectant des chantiers jugés sensibles à inspecter en priorité.



Prestataires : chantier de remplacement d'un générateur de vapeur

3 | 2

La conduite

3 | 2 | 1

La conduite incidentelle et accidentelle

3 | 2 | 1 | 1

L'approche par états (APE)

L'évolution des principes de la conduite incidentelle et accidentelle

Jusqu'en 1989, les procédures utilisées pour la conduite en situation incidentelle et accidentelle étaient fondées sur une approche de type événementiel. Cette approche consiste, pour des événements initiateurs conventionnellement sélectionnés, à définir par avance les actions de conduite nécessaires au maintien des fonctions de sûreté (sous-criticité, refroidissement, confinement). A partir d'un diagnostic initial unique, les opérateurs sont donc amenés à engager une stratégie de conduite prédéterminée.

L'accident qui a affecté le 29 mars 1979 la centrale de Three Mile Island (TMI) a mis en évidence les limites de la conduite événementielle. Celle-ci ne permet en effet pas de gérer les situations où se trouvent cumulées, en plus de l'événement initiateur, des défaillances humaines ou matérielles. EDF a de ce fait décidé d'abandonner progressivement l'approche événementielle pour passer à une approche nouvelle, dite par états (APE). Cette dernière consiste à adapter la conduite de l'installation à l'état réel de la chaudière. L'état de la chaudière est défini à partir de six « fonctions d'état » qui recouvrent les trois fonctions de sûreté susmentionnées. La conduite APE a ensuite pour objectif de restaurer la ou les fonctions d'état dégradées selon une grille de conduite qui définit les priorités.

La mise en application des procédures APE sur le parc nucléaire français

La mise en application des procédures APE sur le parc nucléaire français n'est à l'heure actuelle pas terminée. La DSIN a autorisé en 1989 le passage à la conduite APE des réacteurs du palier 1300 MWe/P4. Elle a étendu cette autorisation à partir de 1996 d'une part aux réacteurs du palier 1300 MWe/P4, d'autre part aux réacteurs du palier N4 à l'occasion de leur premier démarrage.

En 1998, la DSIN a autorisé le passage à la conduite APE des réacteurs du palier 900 MWe/CPY. La première mise en application de ces procédures sur ce palier, sur les réacteurs 1 et 2 du Tricastin, a été soumise à autorisation par la DSIN, en raison des enjeux particuliers associés. Pour les autres réacteurs du palier 900 MWe/CPY qui passeront à l'APE à partir de l'an 2000, la DSIN contrôlera les conditions de ce passage au travers d'inspections dédiées.

En ce qui concerne le palier 900 MWe/CP0, la DSIN a autorisé en 1999 le passage à la conduite APE des réacteurs de Fessenheim. Le passage à la conduite APE des réacteurs de l'autre centrale de ce palier, le Bugey, est prévu en l'an 2000.

La mesure du niveau d'eau dans la cuve

Dans la conception initiale des REP, la connaissance de l'inventaire en eau du circuit primaire repose sur une mesure de niveau d'eau dans le pressuriseur. L'accident de TMI a montré que cette mesure est insuffisante pour suivre l'évolution de certaines situations incidentelles ou accidentelles. Il est donc apparu nécessaire, dans le cadre de la conduite APE, de porter à la connaissance des opérateurs le niveau d'eau présent dans la cuve, via un dispositif adapté.

Des difficultés sont apparues à l'occasion de la réalisation sur site des essais périodiques de ce dispositif. Ces difficultés, liées à la complexité des essais, ont conduit EDF à entreprendre les deux démarches suivantes :

- la démarche d'industrialisation, qui consiste à simplifier les essais périodiques du dispositif. EDF a dû vérifier que les exigences fonctionnelles de précision du dispositif, réduites à cette occasion, restent suffisantes pour conduire le réacteur en situation incidentelle et accidentelle ;
- la démarche d'appropriation, dont l'objectif est d'assurer la maîtrise des essais périodiques soit par les agents d'EDF quand ils réalisent le travail, soit par les spécialistes concernés des entreprises sous-traitantes.

En 1998, la DSIN a considéré acceptables les deux démarches précitées, sur la base d'un avis favorable émis par le Groupe permanent chargé des réacteurs. En complément, la DSIN a demandé aux sites de réaliser les actions suivantes en 1999 :

- généraliser les actions de formation et d'organisation retenues par les sites pilotes du parc ;
- pour le cas où les agents d'EDF réalisent eux-mêmes les essais périodiques, disposer sur le site des compétences suffisantes pour garantir la maîtrise du dispositif.

Par ailleurs, en 1998, la DSIN a demandé à EDF d'améliorer le suivi de la disponibilité du dispositif de la mesure du niveau d'eau dans la cuve. EDF a répondu en 1999 en proposant de nouveaux essais, de périodicité mensuelle, alors que les précédents étaient de périodicité un cycle. L'examen de la proposition d'EDF devrait s'achever en 2000.

3 | 2 | 1 | 2

Les matériels mobiles de secours appelés par les procédures de conduite incidentelle et accidentelle

EDF a développé dans les années 80, notamment à la demande de la DSIN, des procédures de conduite destinées à faire face à des situations de faible probabilité d'occurrence, qui n'avaient de ce fait pas été prises en compte dans la conception d'origine des centrales. Ces procédures font appel à des matériels mobiles de secours (MMS) destinés à pallier la défaillance de certains moyens de sauvegarde du cœur ou de certains matériels importants pour la sûreté en situation incidentelle et accidentelle. Il est ressorti des inspections menées sur l'ensemble des sites électronucléaires d'EDF que le caractère opérationnel des MMS n'était pas complètement assuré.

Ce problème perdurant depuis de nombreuses années, la DSIN a décidé de ne pas autoriser, après le 1^{er} janvier 1999, le redémarrage, après un arrêt pour rechargement, des réacteurs qui ne posséderaient pas l'ensemble des MMS requis et qui n'auraient pas démontré leur opérabilité.

EDF a défini au cours de l'année 1998 un nouveau référentiel national des MMS, applicable par palier. Sur cette base, la DSIN a vérifié, au cours de l'année 1999, par ses inspections sur chacun des sites, d'une part la présence de l'ensemble des MMS, d'autre part, par sondage, le caractère satisfaisant de la démonstration d'opérabilité.

En parallèle, la DSIN a évalué le nouveau référentiel national des MMS proposé par EDF. Les conclusions de cet examen conduiront la DSIN, début 2000, à demander à EDF d'une part de compléter ce référentiel sur des points mineurs, d'autre part de prendre des mesures pour assurer sa pérennité.

3 | 2 | 1 | 3

La conduite informatisée du palier N4

Une des avancées technologiques majeures dans le pilotage des réacteurs à eau sous pression du parc français a été l'introduction, sur les réacteurs du palier N4, d'un système de conduite informatisée. Ce système est aujourd'hui totalement opérationnel sur les réacteurs des centrales de Chooz B et de

Civaux et permet de conduire le réacteur en fonctionnement normal. Il est également utilisé pour conduire le réacteur en situation accidentelle sur la centrale de Civaux.

La salle de commande des réacteurs de 1450 MWe est équipée de plusieurs écrans qui offrent aux opérateurs la possibilité de visualiser, à tout instant :

- les paramètres physiques du réacteur (températures, pressions, débits, flux neutronique, activité dans les générateurs de vapeur) ;
- l'état des différents circuits et matériels du réacteur, sous forme graphique ;
- les alarmes en cours, hiérarchisées selon leur importance pour la sûreté ;
- les procédures de conduite normale et accidentelle.

Les postes de conduite informatisée sont secourus par un pupitre de commande classique (semblable à celui qui équipe les salles de commande des réacteurs de 1300 MWe) qui permet aux opérateurs de piloter le réacteur en cas de dysfonctionnement avéré du système informatique. Ce pupitre, utilisable en conduite normale et accidentelle, permet d'intervenir directement sur les automates de régulation des circuits importants pour la sûreté.



Vue générale de la salle de commande N4



Pupitre de commande classique du N4

L'ensemble du système de conduite informatisée a fait l'objet d'essais de qualification sur plate-forme. Les séances de formation des opérateurs sur simulateur ont également permis une première validation du système de conduite informatisée.

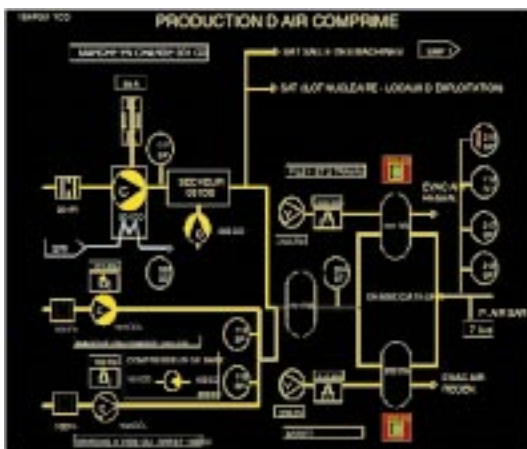


Image système

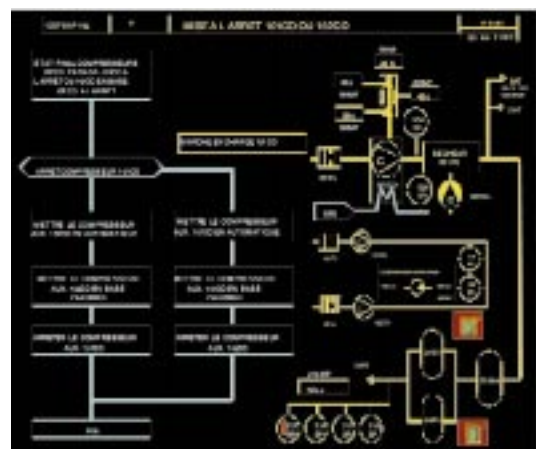


Image procédure

L'analyse approfondie de l'incident du 12 mai 1998 sur le réacteur Civaux 1 a révélé non seulement des anomalies de conception du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA), mais également des points faibles de la conduite accidentelle informatisée, voire des principes qui sont à la base

de son développement. En effet, la démonstration de la sûreté de la conduite informatisée du palier N4 s'appuie essentiellement sur :

- l'aptitude du système de conduite informatisée à traiter l'information délivrée par l'instrumentation et à « comprendre » l'état de dégradation du réacteur ;
- l'aptitude du système informatique à orienter l'opérateur vers la stratégie de conduite la plus adaptée ;
- l'aptitude de l'équipe de conduite à déceler un éventuel dysfonctionnement du système de conduite informatisée puis à s'écarter à bon escient des orientations qu'il propose.

Le retour d'expérience de l'incident précité met en lumière la nécessité de fiabiliser le traitement, par le système informatique, des informations délivrées par l'instrumentation, de parfaire la surveillance exercée par ce système sur l'évolution du réacteur en situation accidentelle, et de renforcer le rôle du superviseur chargé de valider les choix de conduite au sein de l'équipe de conduite. L'incident a également fait apparaître la nécessité d'améliorer l'instrumentation nécessaire au diagnostic de l'état de dégradation du réacteur.

Aussi, la DSIN a demandé à EDF de prendre des mesures correctives, avant le démarrage du réacteur 2 de Civaux, de manière à pallier les insuffisances techniques et organisationnelles révélées par l'incident du 12 mai 1998.

A plus long terme, l'Autorité de sûreté a souhaité qu'EDF engage rapidement un réexamen de la conception de la conduite accidentelle informatisée, dont le champ sera étendu à l'incidence de cette informatisation sur l'organisation et le fonctionnement des équipes chargées de la conduite du réacteur et de la gestion de la crise en situation accidentelle. Ce réexamen concerne l'ensemble des réacteurs de 1450 MWe et constituera une étape clé de l'évaluation de la sûreté des réacteurs du palier N4, qui précédera leur mise en service définitive.

3 | 2 | 2

Le traitement du problème informatique de l'an 2000

Les centrales nucléaires, comme la plupart des installations industrielles, font appel pour leur fonctionnement, leur gestion technique et administrative, leurs communications et leur sécurité à des systèmes programmés dont certains étaient sensibles au problème de l'an 2000.

Compte tenu des spécificités de l'activité nucléaire, l'objectif de l'Autorité de sûreté, pour les réacteurs de puissance, a été de s'assurer qu'en aucune circonstance des défauts de fonctionnement liés au passage à l'an 2000 n'étaient susceptibles d'affaiblir la sûreté des centrales nucléaires du parc d'EDF. Cela signifiait tout d'abord que la défaillance d'un logiciel ne devait pas créer une situation incidentelle ou accidentelle, ni aggraver une situation existante. Cela signifiait également que les centrales devaient se prémunir contre des événements plus globaux tels que la perte du réseau électrique ou des difficultés d'approvisionnement.

Au titre de la défense en profondeur, la DSIN a demandé à l'exploitant de lui démontrer que tous les systèmes pouvant avoir un impact sur la sûreté étaient bien identifiés et que les mesures correctives avaient été prises.

En parallèle, la DSIN a demandé à l'exploitant de lui présenter son programme de mesures préventives et défensives, en cas de perturbations externes initiées par le passage à l'an 2000 telles que, par exemple, une perte généralisée du réseau électrique.

En 1999, la DSIN a suivi l'avancement du programme d'action d'EDF.

La DSIN a consulté sur ce programme, en avril puis en septembre 1999, le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs nucléaires.

La DSIN a par ailleurs suivi, à partir du mois d'avril, l'état de préparation des centrales nucléaires au moyen d'un programme renforcé de visites de surveillance. En novembre et décembre 1999, un bilan des ajustements a été effectué avec chaque centrale.

Le passage à l'an 2000 s'est finalement déroulé sans aucune difficulté due à l'informatique ni à l'état du réseau électrique.

3 | 3

Les règles générales d'exploitation

Les spécifications techniques d'exploitation

La DSIN avait demandé en 1990 à EDF d'engager une révision de forme et de fond pour clarifier le contenu des spécifications techniques d'exploitation (STE).

Comme cela avait été effectué pour les réacteurs de 1300 MWe entre 1992 et 1994, EDF a transmis en 1997 pour les réacteurs de 900 MWe une révision des STE, applicable d'une part au palier CPY et d'autre part au palier CP0.

La DSIN a approuvé leur mise en application en 1998. La mise en œuvre progressive des STE sur les sites a débuté en 1998 pour le palier CPY et en 1999 pour le palier CP0.

Les dérogations aux spécifications techniques d'exploitation

Lorsqu'un exploitant estime ne pas pouvoir ou souhaite, pour des raisons de sûreté, ne pas respecter strictement les STE lors d'une phase d'exploitation ou d'une intervention, il doit formuler au cas par cas une demande de dérogation auprès de l'Autorité de sûreté. Celle-ci analyse cette demande et décide de son acceptabilité en imposant le cas échéant des mesures compensatoires au non-respect des STE.

Cependant, la DSIN est attachée à la primauté des STE et demeure vigilante quant à la limitation du nombre de dérogations. Aussi l'Autorité de sûreté a 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.

Concrètement, en 1999, le nombre de dérogations accordées a été de 122, contre 101 en 1998 et 105 en 1997. Cet accroissement sensible intervient après plusieurs années de baisse ; il s'explique par les faits suivants :

- l'anticipation par les services centraux des besoins des sites, évoquée ci dessus, s'est avérée déficiente ;
- la DSIN a souhaité une identification exhaustive des non-respects de STE lors des essais relatifs au cœur des réacteurs préalables à leur démarrage après rechargement (voir ci-après) ;
- la mise en œuvre de la révision des STE pour les réacteurs de 900 MWe est à l'origine d'une vigilance particulière de la part des exploitants quant à leur respect.

Les essais périodiques des systèmes importants pour la sûreté

Les programmes d'essais périodiques des réacteurs, qui sont examinés et approuvés par la DSIN, évoluent pour prendre en compte les modifications des matériels ou de leurs conditions d'exploitation. C'est ainsi que la DSIN a examiné en 1999 les modifications des essais périodiques résultant par exemple de la mise en œuvre de l'approche par états (voir § 3|2|1|1) ou des modifications du « lot VD2 » (voir § 6|1), et qu'il en sera de même pour celles relatives au mode de gestion du combustible « CYCLADES » (voir § 3|4).

Par ailleurs, afin d'améliorer l'efficacité de son action, la DSIN envisage de cibler son examen des programmes d'essais périodiques sur les systèmes ayant la plus grande importance vis-à-vis de la sûreté, en conservant un examen par sondage des essais relatifs aux autres systèmes importants pour la sûreté.

Les essais relatifs au cœur des réacteurs

Des essais sont réalisés, au démarrage des réacteurs après rechargement ou en cours de cycle, pour vérifier la conformité des caractéristiques des cœurs des réacteurs aux hypothèses des études de sûreté. Dans le souci de clarifier le référentiel documentaire et prescriptif relatif à ces essais, la DSIN a demandé à EDF de créer un nouveau chapitre des RGE 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. La liste de ces essais, leur périodicité ainsi que les critères à respecter constituent le chapitre X des RGE.

Le processus d'élaboration du chapitre X a débuté avec la rédaction des règles d'essais physiques au redémarrage (REPR) des réacteurs de 900 MWe, qui ont reçu l'approbation de la DSIN en décembre 1998. Les RGE des réacteurs de 1450 MWe seront les premières à intégrer un chapitre X complet, rassemblant les REPR et les règles d'essais physiques en cours de cycle naturel et en prolongation de cycle (REPC). Leur mise en œuvre, après approbation de l'Autorité de sûreté, est prévue dès le deuxième cycle d'exploitation du réacteur Chooz B1.

La conduite accidentelle et incidentelle - Evolution du cadre réglementaire actuel

Le retour d'expérience de l'approbation par la DSIN des procédures de conduite incidentelles et accidentelles a fait apparaître des difficultés liées, d'une part, à la définition des critères qui imposent une nouvelle approbation en cas de modifications des procédures, et, d'autre part, aux conditions dans lesquelles des procédures temporaires de conduite (instructions temporaires de service - ITS) peuvent être mises en place par les sites en cas notamment d'indisponibilité de matériel.

C'est pourquoi la DSIN a décidé en 1999 de faire évoluer le cadre réglementaire. Les discussions qui ont été menées conduiront la DSIN, en 2000, à préciser les conditions de l'intervention de l'Autorité de sûreté, lorsqu'une procédure de conduite est modifiée, et à demander qu'EDF mette en place un processus de validation des ITS, impliquant les services centraux, et limite à un an leur durée.

3 | 4

Le combustible et sa gestion

3 | 4 | 1

Les évolutions de la gestion du combustible en réacteur

Soucieux d'accroître la disponibilité et les performances des réacteurs en exploitation, EDF recherche et développe, en partenariat avec les industriels du combustible nucléaire, les améliorations à apporter aux combustibles, et à leur gestion en réacteur pour en optimiser l'utilisation.

La mise en œuvre des gestions du combustible GARANCE et GEMMES, respectivement sur les réacteurs de 900 MWe en 1994 et ceux de 1300 MWe en 1996, a permis à EDF d'augmenter progressivement le taux de combustion du combustible à l'uranium, en respectant toutefois la valeur limite de 47 GWj/t en moyenne par assemblage.

L'augmentation du taux de combustion

Toutefois, après les cycles d'irradiation de transition, le taux de combustion des assemblages combustibles chargés dans les réacteurs de 1300 MWe, exploités sous couvert de la gestion GEMMES, doit

atteindre des valeurs proches de 52 GWj/t en moyenne par assemblage. EDF a en conséquence sollicité l'autorisation de la DSIN pour augmenter le taux de combustion limite des combustibles à l'uranium de 47 à 52 GWj/t. Après avoir consulté le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs en décembre 1998, la DSIN a donné une suite favorable à la demande d'EDF. Cependant, l'instruction du dossier présenté par EDF a permis de constater les limites technologiques des matériaux de gainage des combustibles actuels, du point de vue de leur comportement en cas d'accident d'éjection de grappe de commande ou d'accident de perte de réfrigérant primaire. Aussi, l'Autorité de sûreté a informé EDF de la nécessité d'associer à toute nouvelle demande d'augmentation du taux de combustion du combustible UO_2 une modification de conception des gaines des crayons combustibles. A ce titre, la DSIN a souligné l'importance qu'elle attache à ce qu'EDF exploite le plus largement possible les enseignements issus de programmes de recherche et développement internationaux relatifs au comportement thermomécanique de l'ensemble pastille de combustible/gaine du crayon en situation accidentelle.

CYCLADES : une nouvelle gestion pour les réacteurs de Fessenheim et du Bugey

Présentée à l'Autorité de sûreté en 1997, la gestion du combustible CYCLADES se caractérise par :

- l'allongement des cycles d'irradiation de 12 mois à 18 mois ;
- l'utilisation d'un combustible à l'uranium enrichi à 4,2 % en uranium 235 ;
- l'introduction de crayons combustibles comportant du poison consommable sur support enrichi à l'uranium 235 (ce poison permet de compenser la réactivité accrue du cœur du réacteur en début de cycle d'irradiation).

La démonstration de la sûreté de la gestion CYCLADES repose sur les résultats des études d'accidents du rapport de sûreté des réacteurs de Fessenheim et du Bugey. Certaines d'entre elles font appel à de nouvelles méthodes d'étude fondées sur une meilleure connaissance des phénomènes physiques envisageables au cours de situations accidentelles sur un réacteur, dans les domaines de la neutronique et de la thermohydraulique notamment. Ainsi, l'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP), étudié pour dimensionner les circuits de sauvegarde du réacteur comme le circuit d'injection de sécurité, a été appréhendé selon la nouvelle méthode d'étude dite déterministe/réaliste (MDR) développée par Framatome. Toutefois, la complexité de cette méthode ainsi que l'importance des enjeux, en termes de sûreté, qui accompagnent sa mise en œuvre ont conduit la DSIN à découpler l'évaluation de la sûreté de CYCLADES de l'instruction du dossier MDR. Cette position constitue une première étape du processus de clarification du référentiel des études de sûreté que l'Autorité de sûreté a engagé en 1999.

Pour cette raison, la DSIN a demandé à EDF de compléter la démonstration de la sûreté de CYCLADES par une étude de l'APRP réalisée selon la méthode conventionnelle, utilisée en 1996 dans le cadre de la démonstration de la sûreté de la gestion du combustible GEMMES.

L'examen de cette étude interviendra au premier semestre 2000 et constitue un préalable à la première mise en œuvre de CYCLADES sur le réacteur 2 de Fessenheim. L'instruction des modifications apportées aux règles générales d'exploitation de ce réacteur sera conduite en parallèle à cet examen, dans la perspective d'une première application à l'automne 2000.

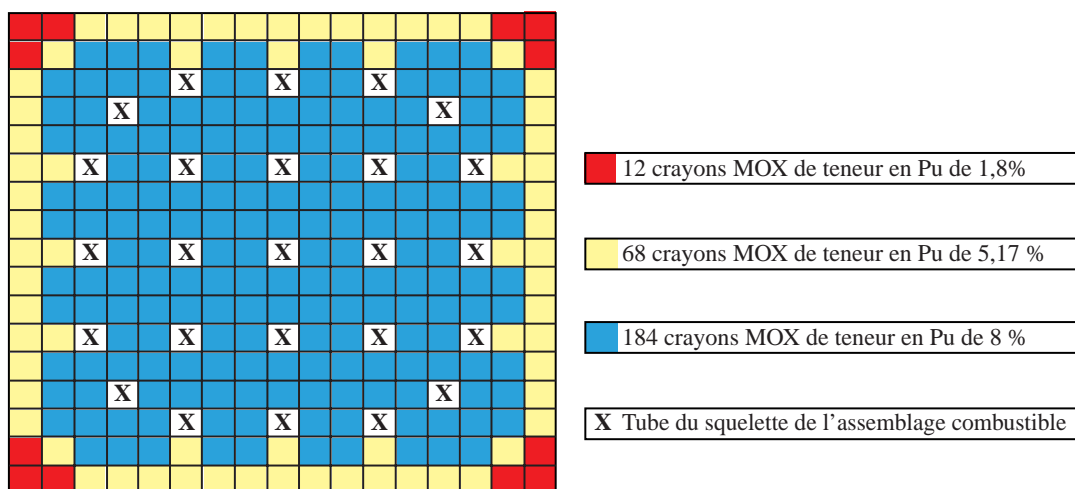
En outre, l'allongement des cycles d'irradiation des réacteurs du palier CP0 a une incidence sur l'application de la réglementation relative aux appareils à pression. En effet, cette réglementation prévoit que les matériels précités subissent des contrôles et des essais à une périodicité déterminée, en général annuelle. D'autres équipements importants pour la sûreté font l'objet d'opérations de maintenance préventive visant à garantir leur opérabilité pour le ou les cycles à venir. Pour ces équipements, la DSIN, le BCCN et les DRIRE des régions Alsace et Rhône-Alpes se sont attachés à mesurer l'impact des modifications des programmes de maintenance et de contrôle précités sur la sûreté des réacteurs concernés.

L'augmentation de la teneur en plutonium du MOX

La DSIN a poursuivi l'instruction de la demande d'introduction de combustible MOX à teneur initiale en plutonium de 7,08 % en moyenne par assemblage combustible (MOX nouvelle teneur ou MOX-

NT), déposée par EDF en juillet 1996. En effet, la dégradation de la qualité du plutonium issu des combustibles usés ne permet plus à EDF de conserver l'équivalence énergétique du combustible MOX avec le combustible à l'uranium avec la même teneur en plutonium. L'évaluation de sûreté effectuée par l'Autorité de sûreté et son appui technique a porté également sur l'incidence de l'utilisation de MOX-NT sur l'ensemble des installations et opérations du cycle du combustible. Le dossier présenté par EDF n'a pas fait apparaître d'évolution significative dans la conception de l'assemblage combustible, ni dans sa gestion en réacteur. L'autorisation de chargement des assemblages combustibles MOX-NT a été accordée par la DSIN en février 1999.

Assemblage combustible MOX 7,08 %
Répartition des crayons combustibles
en fonction de leur teneur en plutonium (Pu)
dans un assemblage combustible



3 | 4 | 2

Les modifications apportées aux assemblages combustibles

Les déformations d'assemblages combustibles

Une des causes des anomalies de chute de grappes réside dans des déformations d'assemblages combustibles ; cette situation a conduit à apporter des modifications aux assemblages afin de renforcer leur structure. Ce sujet est présenté au paragraphe 4|3|2|2.

L'évolution des combustibles

Les résultats favorables du programme de recherche et développement de nouveaux alliages destinés à la fabrication des combustibles, conduit par Framatome depuis une dizaine d'années, ont permis à EDF de déposer une demande d'autorisation de chargement, dans le réacteur 2 de Nogent, d'une recharge d'assemblages combustibles comportant des crayons de combustible à gaine M5. Cet alliage de zirconium se caractérise par une moindre corrosion que le zircaloy 4 actuellement utilisé. Les résultats des essais dans le réacteur de recherche Osiris du CEA à Saclay ont par ailleurs confirmé la modélisation du comportement mécanique de l'alliage M5, du point de vue de l'allongement et du fluage sous irradiation, ainsi que de la tenue du combustible par rapport au phénomène d'interaction pastille/gaine en cas de transitoire de puissance. Le chargement de cette recharge, baptisée PENTIX, a été autorisé par la DSIN en avril 1999.

Après le chargement de quatre assemblages combustibles de fourniture Siemens, précurseurs d'assemblages combustibles pour le réacteur EPR, dans le réacteur 4 du Blayais en 1998, EDF a demandé à la DSIN l'autorisation d'introduire dans le réacteur 2 de Paluel quatre assemblages combustibles prototypes ALLIANCE de fourniture Framatome. Ces assemblages ont été conçus pour atteindre des taux de combustion voisins de 70 GWj/t en moyenne par assemblage combustible et apportent une réponse technologique aux préoccupations de l'Autorité de sûreté en matière d'augmentation du taux de combustion au-delà de la limitation actuelle de 52 GWj/t (voir § 3|4|1). Par rapport aux assemblages combustibles PENTIX précités, les assemblages combustibles ALLIANCE sont caractérisés essentiellement par des évolutions de conception des grilles de mélange et par la généralisation de l'alliage M5 comme matériau de fabrication du squelette. L'évaluation de la sûreté de ce nouveau combustible a porté, en particulier pour cette recharge, sur la compatibilité thermohydraulique des assemblages combustibles ALLIANCE avec les assemblages combustibles chargés dans le réacteur concerné. L'autorisation de chargement correspondante a été délivrée par la DSIN en août 1999.

3 | 4 | 3

Les conditions d'entreposage et de transfert sur site des combustibles irradiés

Les modifications des gestions du combustible en réacteur ont conduit l'Autorité de sûreté à demander à l'exploitant de prendre position sur la sûreté de l'entreposage des combustibles irradiés dans les piscines des bâtiments combustibles, avant leur évacuation vers l'usine de COGEMA La Hague. Des modifications des installations et des évolutions des spécifications techniques d'exploitation du circuit de refroidissement des piscines ont été proposées par EDF, à l'issue de la réévaluation de sûreté conduite à la demande de la DSIN en 1997. Ces modifications permettent de mettre en place une capacité accrue de pompage afin de mieux refroidir le combustible irradié pendant les opérations de renouvellement du combustible.

Le Groupe permanent chargé des réacteurs sera consulté en 2000 sur l'acceptabilité, au plan de la sûreté, des propositions présentées par EDF, notamment en termes de conditions d'exploitation des piscines, et sur la suffisance des mesures prises pour réduire les conséquences d'une défaillance éventuelle de leur circuit de refroidissement.

Afin d'optimiser l'utilisation et l'entreposage du combustible irradié dans les piscines des bâtiments combustibles, EDF envisage de transférer des assemblages combustibles usés d'une piscine à une autre sur un même site. Ces « transferts inter-tranches » seront effectués en utilisant des emballages de transport EXCELLOX 4 pour le palier 900 MWe et TN13/2 pour les autres paliers, dans lesquels les assemblages sont transportés sous eau.

En mai 1999, ces transferts inter-tranches ont été autorisés par la DSIN pour le palier 900 MWe CPY, ainsi que ponctuellement sur le site de Belleville (1300 MWe) où un transfert a eu lieu en juin 1999. Par ailleurs, l'autorisation générique a été accordée par la DSIN pour les paliers P4 et N4 en décembre 1999.

3 | 5

Les incidents de l'année 1999 et le retour d'expérience

3 | 5 | 1

Synthèse des incidents survenus en 1999

Bilan quantitatif

Au cours de l'année 1999, 472 incidents significatifs sont survenus sur le parc des réacteurs nucléaires d'EDF et ont été classés sur l'échelle INES. Le nombre d'incidents déclarés en 1999 augmente donc de manière importante par rapport à 1998 (376 incidents), pour atteindre un niveau légèrement supérieur

à celui de 1997 (470 incidents). La proportion de niveau 1 (26 %, soit 116 incidents) est plus importante qu'en 1998. De plus, 3 incidents ont été classés au niveau 2, dont un présente un aspect générique.

Bien que le nombre d'incidents ne soit pas directement un indicateur du niveau de sûreté, cette augmentation révèle un nombre important d'anomalies touchant aux matériels mais également à l'organisation.

Il convient toutefois de nuancer cette hausse du nombre d'incidents en considérant que, en 1999, plusieurs démarches en cours de réalisation dans les centrales nucléaires ont contribué à améliorer la détection d'anomalies, qui ont été déclarées en tant qu'incidents significatifs.

C'est ainsi que la démarche d'examen de conformité (voir § 6|1) qui se poursuit actuellement sur les réacteurs des paliers 900 et 1300 MWe a conduit à la détection d'anomalies affectant, la plupart du temps, la quasi-totalité des réacteurs. Il s'agit par exemple des anomalies de fixation au sol des armoires électriques, ou encore des non-conformités concernant les roulements des pompes RIS et EAS (voir § 4|4|1). Cette démarche d'examen de conformité, engagée par EDF à la demande de l'Autorité de sûreté, vise à vérifier la conformité des installations à la conception d'origine. Les non-conformités détectées confirment la pertinence de cette démarche. Il est à noter qu'EDF est le seul exploitant nucléaire à l'avoir engagée sur ses installations en France, et qu'elle est sans équivalent à l'étranger.

Par ailleurs, d'autres incidents génériques ne sont pas liés à l'examen de conformité, mais affectent chacun un grand nombre de sites (dépassements des débits d'équivalent de dose autorisés en limite de zones surveillées et contrôlées par exemple).

Enfin, depuis fin 1998, les sites du palier 900 MWe appliquent une nouvelle version des spécifications techniques d'exploitation. Ces documents ont été révisés de manière à clarifier les exigences de sûreté en tenant compte du retour d'expérience de l'utilisation des précédentes spécifications, ce qui s'est traduit par des suppressions et des ajouts d'exigences à respecter. Certaines des nouvelles exigences ont été transgressées, soit du fait de l'impréparation du site, soit du fait de l'inadéquation entre les nouveaux documents et l'état réel des installations.

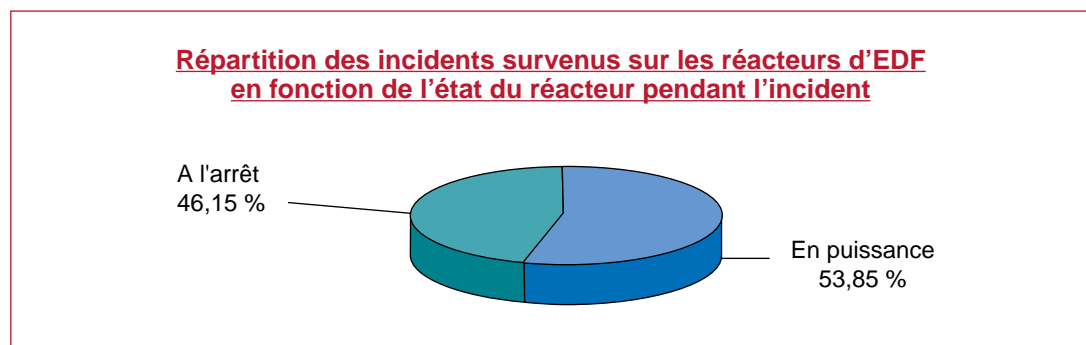
Certains incidents ont particulièrement attiré l'attention de la DSIN en 1999 et font l'objet de développements au travers de ce chapitre :

- l'incident du Tricastin du 11 mars 1999 relatif à la radioprotection : voir § 5|1 ;
- l'incident générique concernant des anomalies de fixations au sol : voir § 4|4|1 ;
- l'incident générique sur les roulements des pompes RIS et EAS : voir § 4|4|1 ;
- l'incident du Bugey du 31 juillet 1999 relatif à un incendie : voir § 6|2|2 ;
- l'incident du Tricastin du 16 mars 1999 concernant des défauts sur la cuve du réacteur 1 : voir § 6|4|3.

Les autres incidents marquants retenus par la DSIN sont développés ci-dessous dans le paragraphe 3|5|2 relatif aux événements marquants de 1999.

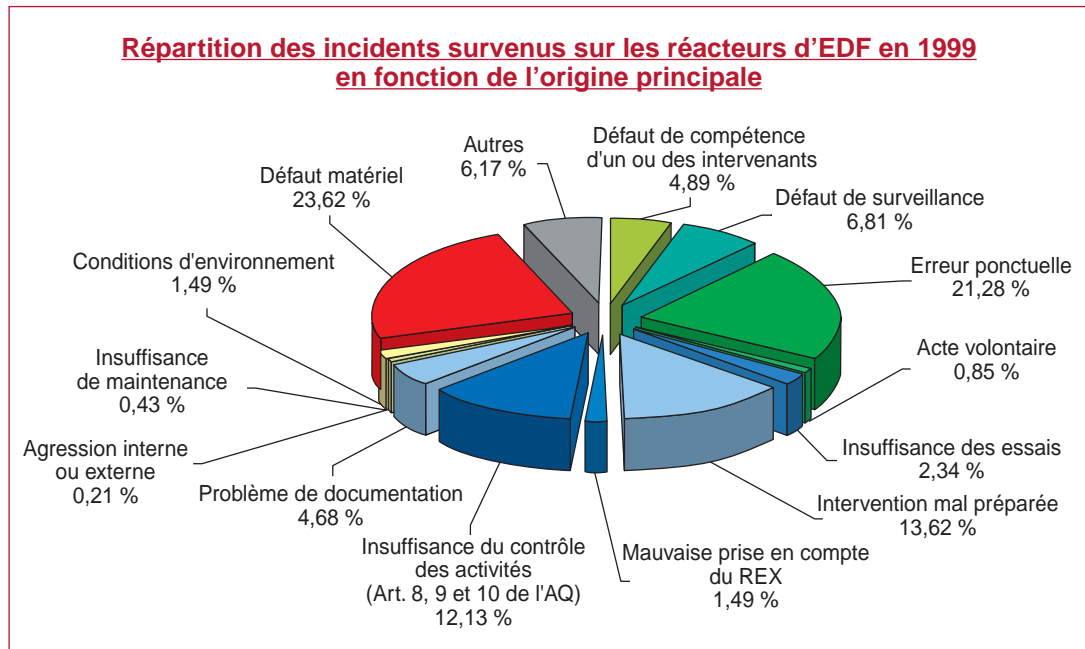
Analyse statistique des incidents de 1999

L'analyse est réalisée sur la période du 1^{er} décembre 1998 au 30 novembre 1999



Le schéma ci-dessus montre que le nombre d'incidents survenant lorsque le réacteur est en puissance est du même ordre de grandeur que celui des incidents survenant durant les phases d'arrêt. La mise à l'arrêt ne durant, cependant, que quelques semaines par an, la fréquence des incidents est donc toujours beaucoup plus importante pendant les phases d'arrêt. Depuis plusieurs années, il n'y a pas eu d'évolution significative des proportions d'incidents entre ces deux domaines.

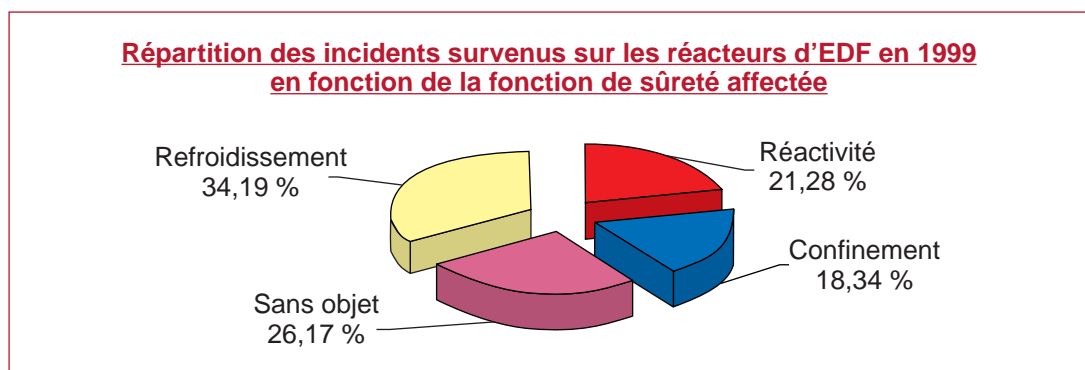
Ne sont pas pris en compte les incidents non liés au fonctionnement du réacteur : on peut citer par exemple le problème des dépassements des débits de dose en limite de zones contrôlées et surveillées, qui a affecté toutes les centrales.



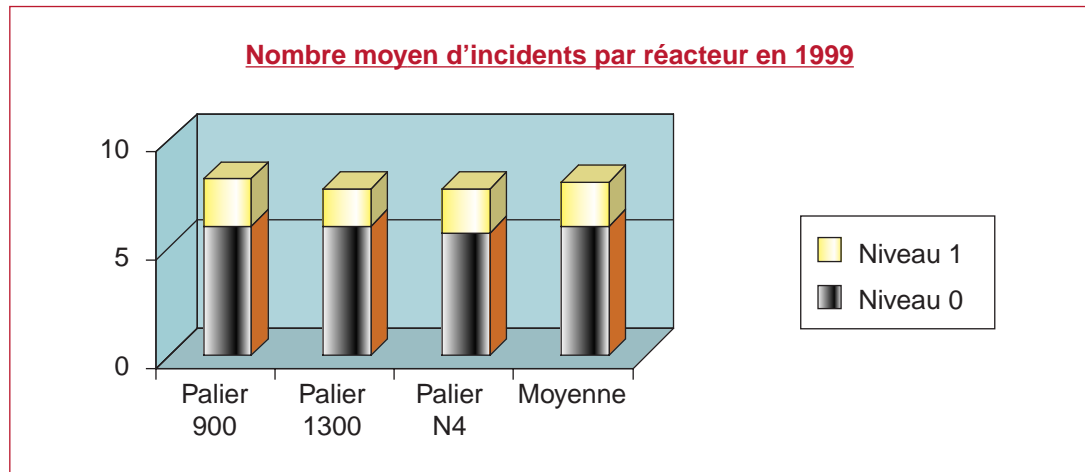
La répartition des incidents par origine est assez proche de celles de 1997 et de 1998. Elle fait apparaître que les efforts mis en œuvre par EDF pour améliorer des domaines spécifiques n'ont pas encore eu d'effets sensibles.

Comme pour les années précédentes, environ un quart des incidents sont dus à une défaillance matérielle. Le niveau relativement constant de la proportion d'incidents liés à des défauts matériels montre que l'augmentation du nombre d'incidents ne peut pas simplement être attribuée au vieillissement des installations.

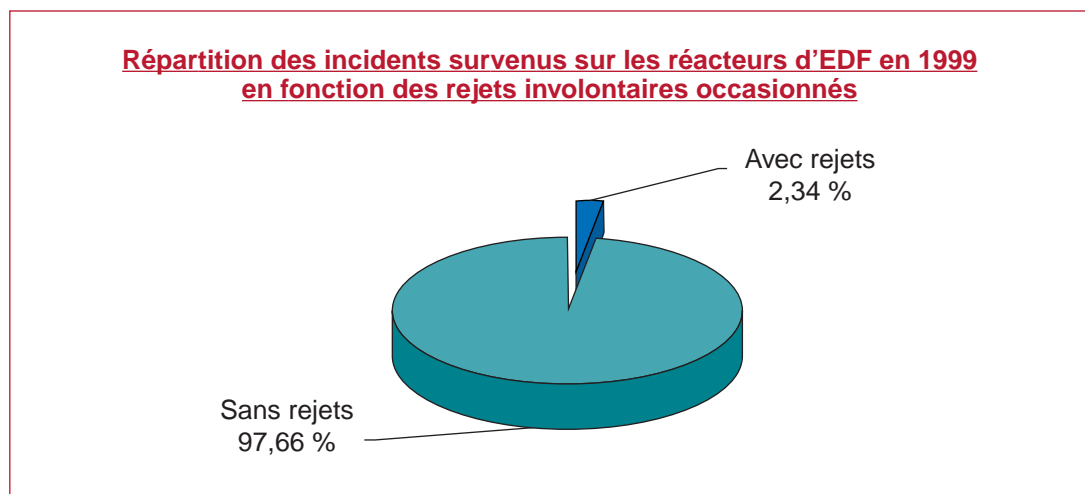
Les autres incidents sont dus à des problèmes d'organisation ou à des erreurs des individus. Ces deux aspects, qui représentent toujours 30 à 35 % des incidents, sont les plus délicats à améliorer, car ils ne se corrigent pas par des modifications matérielles, mais par des évolutions dans l'organisation, la formation ou le comportement des personnes, dont les effets sont progressifs.



La sûreté d'un réacteur repose sur la maîtrise de trois fonctions de sûreté : le refroidissement du cœur, la maîtrise de la réaction nucléaire et le confinement des matières nucléaires. Le schéma ci-contre montre les fonctions de sûreté affectées par les incidents. Il faut remarquer que certains incidents n'affectent pas directement les fonctions de sûreté du réacteur, ou affectent des fonctions support (alimentations électriques par exemple). Ces incidents sont en nette augmentation depuis deux ans.



Le schéma ci-dessus permet de comparer le nombre moyen d'incidents par réacteur sur les différents paliers. Il montre qu'il n'y a pas de différence notable entre les réacteurs de type 900 MWe, les plus anciens, et ceux de type 1300 MWe.



Il est important de souligner que, même si la fonction de sûreté confinement est concernée dans près de 20 % des incidents, la proportion d'incidents ayant réellement occasionné des rejets dans l'environnement est beaucoup plus faible (environ 2 %). De plus, ces incidents sont en diminution importante (5,5 % en 1998).

3 | 5 | 2

Les incidents marquants de 1999

Inondation du site du Blayais le 28 décembre 1999

A la suite de la tempête qui a eu lieu le lundi 27 décembre 1999 dans la soirée, trois des quatre réacteurs du site du Blayais ont été successivement mis à l'arrêt entre 21 h 00 et 0 h 30. Le réacteur 3 se trouvait déjà à l'arrêt pour maintenance.

En raison des conditions de vent exceptionnelles, de l'eau en provenance de la Gironde est passée par dessus la digue de protection du site. Il en est résulté une entrée d'eau importante dans les sous-sols de certains bâtiments des réacteurs 1 et 2 par l'intermédiaire de galeries techniques souterraines non conçues pour interdire le passage d'eau.

L'inondation a entraîné la perte d'une des deux voies du système de refroidissement par le fleuve du réacteur 1 ainsi que l'indisponibilité de deux systèmes de sauvegarde des réacteurs 1 et 2, à savoir le système d'injection d'eau de sécurité dans le réacteur (circuit RIS) et le système d'aspersion de l'enceinte du réacteur (circuit EAS). L'inondation a également touché des équipements électriques en sous-sol.

Le système de refroidissement par le fleuve assure, via un circuit intermédiaire, le refroidissement de circuits et matériels importants pour la sûreté des réacteurs. En particulier, il constitue l'un des moyens qui peuvent être utilisés pour évacuer la puissance résiduelle des réacteurs. Ce système est redondant, et une seule des deux voies indépendantes qui le constituent suffit pour assurer le refroidissement. Dans l'hypothèse d'une perte complète de ce système, une procédure spécifique est prévue, permettant de maintenir transitoirement un refroidissement par les générateurs de vapeur jusqu'à la récupération du système de refroidissement par le fleuve. Les circuits RIS et EAS sont quant à eux des circuits qui ne sont sollicités qu'en situation accidentelle (voir § 2 | 1 | 4).

Afin d'être en mesure de prendre toutes les dispositions qui s'avèreraient nécessaires pour maintenir la sûreté des installations, l'exploitant a déclenché son plan d'urgence interne et alerté les pouvoirs publics. La DSIN et son appui technique, l'IPSN, ont activé leur organisation de crise afin de pouvoir suivre, dans les meilleures conditions, l'évolution de la situation sur la centrale du Blayais. Cette organisation a par ailleurs facilité l'information des médias ; l'Autorité de sûreté a ainsi diffusé successivement huit communiqués de presse entre le mardi 28 décembre et le jeudi 30 décembre 1999. C'était la première fois que l'organisation de crise fonctionnait en situation réelle.

Cet incident n'a pas eu de conséquences sur l'environnement, ni sur la santé des travailleurs ou de la population.

En raison d'une part de la dégradation notable de la fiabilité de matériels importants pour la sûreté et d'autre part de l'indisponibilité totale de plusieurs systèmes de sauvegarde, cet incident a été classé au **niveau 2** de l'échelle INES.

La DSIN a soumis à son autorisation le redémarrage des réacteurs, avec comme condition préalable une remise en état des installations et de leur protection contre les inondations. EDF a présenté les premières mesures envisagées, qui devront être complétées et examinées par l'Autorité de sûreté début 2000.

Cet incident remet en cause la protection des installations du Blayais vis-à-vis du risque d'inondation dans des circonstances exceptionnelles. L'Autorité de sûreté examinera début 2000 les améliorations à apporter sur la centrale du Blayais, mais aussi sur les autres installations nucléaires.

Anomalie générique - Arrêt d'un groupe électrogène de secours lors d'un essai périodique

Le 8 août 1999, lors de l'essai de démarrage à pleine puissance d'un groupe électrogène de secours de la centrale de Paluel, la protection thermique de ce moteur a entraîné son arrêt. La protection s'est déclenchée lors de l'atteinte du niveau haut de la température dans le circuit de refroidissement du groupe. Un tel dysfonctionnement était déjà survenu sur les centrales de Nogent en août 1997 et mars 1999 et de Cattenom en octobre 1998. Cette anomalie s'est produite à nouveau sur la centrale de Golfech le 24 août 1999.

Sur chaque centrale, deux groupes électrogènes de secours permettent d'assurer l'alimentation électrique de la centrale en cas de perte du réseau électrique national. Chacun de ces groupes est dimensionné pour permettre à lui seul l'arrêt du réacteur et le retour vers un état sûr. Une élévation anor-

male de la température dans le circuit de refroidissement aurait pour conséquence la perte du groupe électrogène.

L'analyse de cet incident a montré que l'élévation de température était due à la rupture d'une goupille de la vanne de régulation de la température du circuit de refroidissement du moteur. La rupture par fatigue de cette goupille anti-rotation et le dysfonctionnement consécutif de la vanne de régulation seraient la conséquence d'un défaut de mode opératoire d'assemblage.

L'exploitant a pris sans délai des mesures palliatives pour restaurer le niveau de fiabilité des groupes électrogènes concernés en remettant la vanne de régulation en état. Néanmoins, à titre correctif, il devra mettre en œuvre à brève échéance une solution définitive pour remédier à ces dysfonctionnements.

Cet incident n'a pas eu de conséquences sur l'environnement ni sur la santé des travailleurs ou de la population.

Toutefois, en raison d'une part du risque de défaillance simultanée de deux matériels de secours redondants, d'autre part du caractère générique de cette anomalie, et enfin du délai important qui s'est écoulé entre les premières manifestations de cette anomalie et sa déclaration comme incident, il a été classé le 19 novembre 1999 au **niveau 2** de l'échelle INES.

Incident de Nogent 1 le 24 janvier 1999

Le 24 janvier, lors d'un essai qui consiste à isoler le réacteur du réseau de transport d'électricité (essai d'îlotage), les deux pompes d'une voie du circuit de refroidissement utilisant l'eau de la Seine (SEC) se sont arrêtées.

Le circuit SEC est composé de deux voies redondantes (A et B) comportant chacune deux pompes. Ce circuit assure, via un circuit intermédiaire, le refroidissement de circuits et matériels importants pour la sûreté du réacteur. Il constitue l'un des circuits de sauvegarde du réacteur.

Au cours de l'îlotage, les pompes de la voie A du circuit SEC se sont arrêtées. Les pompes de la voie B ont démarré automatiquement en secours pour continuer à assurer le refroidissement. Après investigations, l'exploitant a constaté que l'arrêt des pompes de la voie A était dû à des réglages inadéquats des alimentations électriques des matériels de la voie A. Ces réglages avaient été réalisés lors du précédent arrêt pour rechargement du combustible. Ils ont été corrigés. Bien qu'à Nogent le refroidissement du cœur du réacteur n'ait à aucun moment été interrompu, il est à noter que de tels dérèglages auraient pu affecter les voies redondantes des alimentations électriques et remettre en cause, à terme, le refroidissement du cœur. En conséquence, au plan générique, la DSIN a demandé à EDF de mettre en œuvre des dispositions afin d'améliorer les essais de requalification des protections électriques réalisés par les sites. Ces dispositions prennent toute leur importance au regard du passage à l'an 2000 des réacteurs nucléaires. En effet, les dérèglages constatés à Nogent ne conduisent à des conséquences sur la sûreté qu'en situation d'îlotage. Or le risque de rencontrer ce type de situation était plus important à l'occasion du passage à l'an 2000.

3 | 5 | 3

Les suites données aux incidents marquants de 1998

Fuite d'hydrogène dans un local du bâtiment des auxiliaires nucléaires (Chinon B3, le 21 octobre 1998)

Le 21 octobre 1998, une fuite d'hydrogène est survenue dans le local contenant les réservoirs de stockage RIS 04 BA et RCV 002 BA du réacteur B3 de la centrale de Chinon. Cette fuite a été provoquée par une intervention de maintenance qui était prévue sur une vanne du circuit d'hydrogène du réacteur B4, mais qui a été réalisée par erreur sur le réacteur B3. Elle a donné lieu à une teneur en hydrogène dans le local qui, après analyse, a été reconnue comme suffisante pour atteindre les conditions

d'explosion. Les dispositifs de détection d'hydrogène ont été les dernières lignes de défense avant une explosion qui aurait pu avoir des conséquences humaines et matérielles importantes. Cette explosion aurait également pu entraîner une fuite du réservoir RCV, conduisant à des rejets radioactifs non maîtrisés.

Cette fuite a été déclarée en tant qu'incident significatif, classé au niveau 0 sur l'échelle INES.

Cet incident remet en cause la formation des intervenants sur le risque hydrogène. Par ailleurs, compte tenu des conséquences potentielles d'une explosion sur les bâtiments, la DSIN a demandé à EDF en août 1999 de lui présenter les dispositions mises en place pour prévenir ce type d'accidents sur les autres centrales.

En réponse, après analyse approfondie de cet incident, EDF a envisagé d'engager une étude pour évaluer les conséquences potentielles d'une explosion dans les conditions de l'incident. La DSIN a considéré que cette étude, laissée en suspens par les services centraux d'EDF, devait être réalisée afin d'identifier les points faibles éventuels des locaux à risque hydrogène. La DSIN a demandé à EDF de lui faire part des conclusions de cette étude début 2000.

Traitement des défauts découverts sur le réacteur 1 de Fessenheim le 30 octobre 1998

Le traitement des défauts découverts par radiographie sur une soudure d'une ligne d'injection de sécurité moyenne pression avait conduit à mettre en évidence fin 1998 des dysfonctionnements au niveau de l'ingénierie locale du site mais aussi dans les interfaces inévitables avec les services centraux. Au-delà du traitement du problème découvert à Fessenheim, qui a nécessité un mois d'arrêt supplémentaire de ce réacteur, c'est donc bien l'organisation de la déconcentration des activités vers les sites qui était en cause.

L'analyse par l'exploitant des raisons de ces dysfonctionnements a amené une profonde réflexion sur les moyens humains et les compétences à mettre en place dans les ingénieries de sites pour leur permettre de travailler correctement et pour qu'elles aient à leur disposition les informations utiles issues du retour d'expérience du parc ou des affaires techniques en cours de traitement au niveau central d'EDF.

Bien que le travail en réseau soit déjà mis en place entre les différents sites d'une part et avec les services centraux d'autre part, les contraintes liées aux plannings très tendus des arrêts de tranche peuvent conduire à des prises de position locales mal fondées.

C'est la raison pour laquelle, après avoir réaffirmé la responsabilité des sites en la matière, le directeur de la Division production nucléaire d'EDF a lancé un inventaire des ressources disponibles et des besoins nécessaires sur les sites, qui s'est achevé fin 1999. Il a ensuite prévu la mise en place d'un appui technique centralisé destiné à aider les sites à leur demande sur des problèmes sortant de leurs compétences. Il a enfin prévu d'organiser une animation des ingénieries de sites, ne serait-ce que pour les informer des dossiers en cours de traitement et harmoniser les positions techniques prises localement.

Il faut rappeler que ces difficultés de gestion des interfaces avaient été mises en évidence par l'Autorité de sûreté en novembre 1997 et qu'il a fallu attendre l'incident de Fessenheim fin 1998 pour que l'exploitant commence à réagir. Fin 1999, l'organisation envisagée se met progressivement en place, au niveau humain d'abord pour doter chaque site des compétences nécessaires, au niveau définition des interfaces ensuite. L'année 2000 sera donc déterminante, et l'Autorité de sûreté s'attachera à suivre de près les progrès réalisés (voir également § 3|1|1).

4 L'ÉTAT DES ÉQUIPEMENTS ET DES MATÉRIELS

4 | 1

L'état des circuits primaires et secondaires principaux

4 | 1 | 1

Les cuves des réacteurs

Dans le circuit principal de refroidissement du cœur, qui constitue également la deuxième barrière de confinement, la cuve est le récipient de taille importante (4 m de diamètre), formé de viroles forgées et revêtues d'acier inoxydable, qui contient le cœur.

Sous l'effet de l'inévitable irradiation neutronique émise par la réaction en chaîne qui produit l'énergie dégagée par le cœur, le matériau de la cuve se fragilise. La problématique qui en découle sur l'aptitude au service de la cuve est décrite au § 6 | 4 | 3 du présent chapitre.

4 | 1 | 2

Les défauts sous revêtement

En mars 1999, le contrôle par ultrasons de l'une des deux viroles de cœur de la cuve de Tricastin 1 a mis en évidence l'existence de défauts sous le revêtement en acier inoxydable (cf. paragraphe 6 | 4 | 3). L'analyse a montré que ces défauts sont dus à de la fissuration à froid : en fabrication, lors de l'opération de dépôt du revêtement par soudage, la conjonction de conditions défavorables de métallurgie et de réalisation peut conduire à générer de tels défauts.

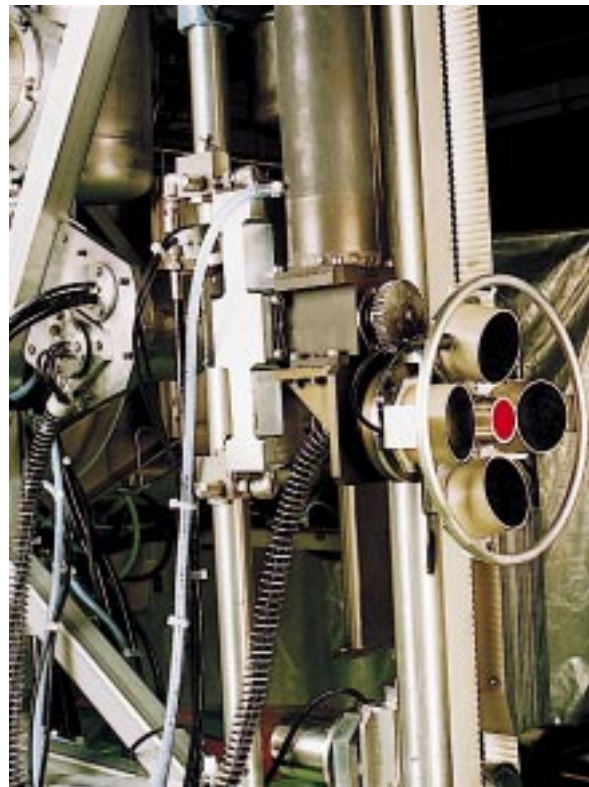
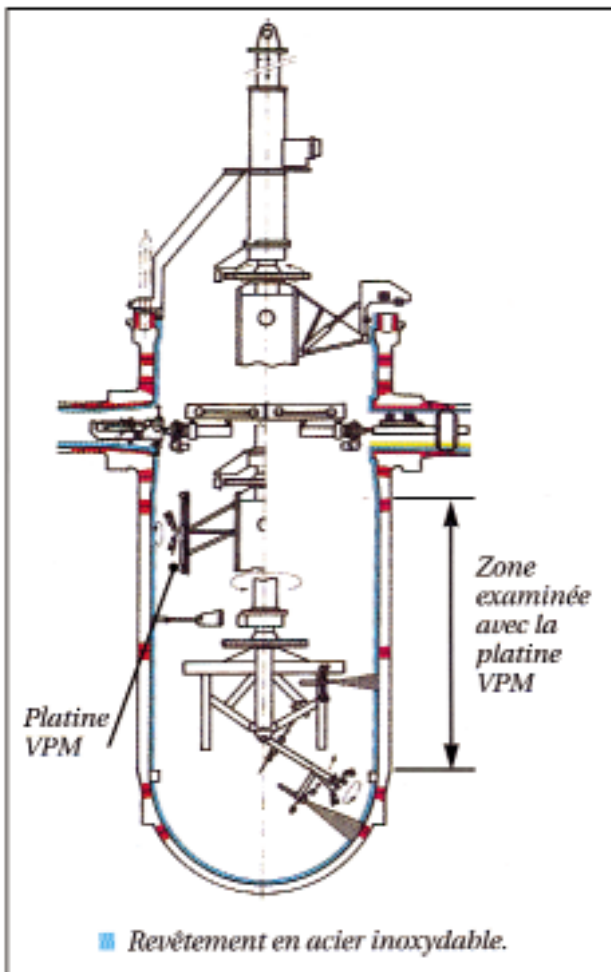
Ces défauts avaient été mis en évidence à la fin des années 1970 lors de contrôles de fin de fabrication de tubulures de cuves et de plaques tubulaires de générateurs de vapeur. Les conditions opératoires du revêtement avaient alors été modifiées afin d'éliminer les risques de créer de tels défauts. Une amélioration des conditions de réalisation en usine fut systématiquement appliquée dès 1980.

En 1979, l'analyse du phénomène appliquée aux viroles de cœur avait conduit à penser qu'elles n'étaient pas sensibles aux défauts sous revêtement. Cette analyse avait été corroborée par des contrôles en usine sur dix viroles de cœur. Il n'était par conséquent pas exigé, lors des examens non destructifs de la cuve, de chercher d'éventuels défauts sur les viroles de cœur (seules les soudures étaient examinées, à l'instar de ce qui se pratique dans les autres pays). Dans le cas de Tricastin 1, le contrôle de la zone sous revêtement des viroles de cœur a eu lieu pour la première fois à l'occasion de la deuxième visite décennale, en 1999.

A la suite de la découverte de défauts sous revêtement, l'Autorité de sûreté a subordonné (cf. § 6 | 4 | 3) le redémarrage du réacteur à la prise d'un certain nombre d'engagements par l'exploitant. L'arrêt a d'ailleurs été prolongé de trois mois, consacrés notamment à la compréhension de l'origine des défauts observés.

Il y a des raisons de penser que la cuve de Tricastin 1, revêtue en 1975, pourrait ne pas être la seule cuve susceptible d'être touchée par de tels défauts. Les mesures préventives de fabrication évoquées ci-dessus n'ayant été appliquées en fabrication qu'à partir de 1980, la plupart des cuves du palier 900 MWe pourraient être concernées.

Toutefois, la découverte des défauts sous le revêtement de la cuve de Tricastin 1 a eu lieu alors que la majorité des cuves du palier 900 MWe avait déjà bénéficié d'un contrôle par ultrasons de la zone potentiellement concernée ; la méthode alors utilisée, appelée « TPM », a été remplacée depuis par



La platine est constituée de cinq capteurs à ultrasons appelés transducteurs

La platine de contrôle par ultrasons VPM, placée sur la MIS (machine d'inspection en service) explore la partie irradiée de la cuve

une nouvelle méthode, dénommée « VPM », mais elle était suffisante pour écarter généralement avec une bonne confiance le risque de défauts sous revêtement. L'existence de ces défauts est donc un phénomène particulièrement aléatoire, justifiant la nécessité d'un contrôle pour chaque cuve. L'Autorité de sûreté a demandé que les cuves du palier 900 MWe n'ayant pas fait l'objet de contrôles dans la zone sensible soient contrôlées avant fin 2000.

Etant donné que les raisonnements qui avaient conduit en 1980 à exclure le phénomène de fissuration à froid pour les viroles de cœur et les pièces revêtues du circuit primaire ont montré leurs limites, l'Autorité de sûreté attend de l'exploitant la présentation d'un nouveau dossier sur les défauts sous revêtement. Celui-ci devra notamment comprendre une analyse métallurgique prenant en compte le fait que des défauts aient été découverts à Tricastin 1 pour réviser les hypothèses initiales, un programme de contrôle des pièces revêtues du circuit primaire, et des propositions concernant la stratégie de surveillance ou de réparation.

4 | 1 | 3

Les phénomènes d'endommagement par fatigue des circuits de refroidissement

Au stade de la conception des centrales, la vérification de la prévention du dommage par fatigue résulte, pour le CPP, d'une analyse des types et du nombre de transitoires que ce circuit est capable de supporter sans qu'il soit prévisible qu'apparaisse une fissure.

L'arrêté du 10 novembre 1999, concernant l'exploitation de ce même circuit, requiert que soient comptabilisés les transitoires identifiés au cours de l'exploitation pour vérifier que le domaine défini à la



**Tuyauterie primaire :
une branche en U
avec le piquage de la ligne
de décharge RCV
(circuit de contrôle chimique
et volumétrique)**

conception n'est pas dépassé. Il avait été considéré que globalement la prévention de la fatigue des autres circuits était couverte par cette analyse.

L'un des volets du sujet pour 1999 a été la transmission par l'exploitant de dossiers concernant les évolutions qu'il souhaitait apporter à la comptabilisation des situations. La SPN a examiné ces éléments en juin 1999, ainsi que les autres actions de surveillance du dommage de fatigue résultant d'instructions antérieures : les évolutions proposées sont de nature à amener une amélioration globale de la pratique de comptabilisation. Toutefois, des compléments de validation de la démarche proposée restent à apporter.

En outre, l'Autorité de sûreté a rappelé à l'exploitant qu'un ensemble d'engagements et de demandes, résultant de l'instruction en 1991 des dossiers d'analyse du comportement du palier 900 MWe, n'avait pas encore reçu de suites concrètes, notamment en matière de contrôles non destructifs sur des zones considérées comme sensibles à l'égard du dommage de fatigue.

En effet, si la comptabilisation des situations constitue l'un des volets de surveillance du CPP en matière de fatigue, ce n'est pas le seul. Les programmes de maintenance préventive doivent également concourir à la détection de dégradations qui apparaîtraient dans des zones déclarées sensibles au vu des analyses de conception.

Le retour d'expérience d'exploitation des réacteurs à eau sous pression montre toutefois que l'ensemble de cette surveillance n'est pas toujours suffisant. C'est ainsi qu'en 1997 et 1998 des défauts dus à de la fissuration ont été constatés sur les tuyauteries d'injection de sécurité et les barrières thermiques des pompes primaires, pour ce qui concerne le CPP, et que des dégradations sont apparues en 1998 sur le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) du palier N4, un circuit connecté au CPP (voir § 4|3|1).

A l'origine de tous ces incidents, le même phénomène est mis en cause : il s'agit d'un phénomène de fatigue thermique que les analyses de conception n'avaient pu appréhender. La stratégie retenue pour supprimer ces phénomènes de fissuration par fatigue thermique comprend des modifications de conception, mais aussi des dispositions constructives visant à réduire la sensibilité de ces zones à la fatigue à grand nombre de cycles (mise en compression et amélioration de la rugosité des surfaces sollicitées par des fluctuations thermiques).

Par ailleurs, les investigations menées pour la compréhension des phénomènes de fissuration ont montré la nécessité de réexaminer la limite d'endurance utilisée pour les aciers austénitiques. A la suite des différents événements cités ci-dessus, EDF a engagé un programme de R&D visant à mieux cerner l'impact sur les matériels du phénomène, qui n'est pas aujourd'hui correctement évalué. L'Autorité de sûreté veillera à ce que les conséquences sur les dossiers d'analyse du comportement des matériels, mais aussi sur la codification en matière de prévention et d'évaluation de la fatigue, en soient tirées.

Le vieillissement des aciers austéno-ferritiques moulés

Certains composants en acier inoxydable du CPP des réacteurs d'EDF sont des produits moulés, tels les coudes de tuyauteries primaires, ou des pièces de forme complexe qui ne peuvent être réalisées que par moulage (les volutes des pompes primaires et certains corps de robinet des lignes auxiliaires sont dans ce cas).

Après la construction d'un certain nombre de réacteurs, notamment ceux du palier 900 MWe et les premiers réacteurs du palier 1300 MWe, à Paluel et à Saint-Alban, un phénomène de fragilisation progressive de ces aciers à la température de service a été mis en évidence.

Pour évaluer la nocivité de ce phénomène, EDF a entrepris un volumineux travail d'études et de recherches visant à mieux connaître le phénomène et le comportement d'un acier fragilisé.

Après analyse des éléments fournis par EDF en 1996 sur la tenue en service des coudes installés sur les parties de tuyauteries « froides » des réacteurs de 900 MWe (290 °C, après la sortie des échangeurs) et début 1998 sur le cas des coudes dits « chauds » des réacteurs de 900 MWe (325 °C, entre le cœur et les échangeurs), l'Autorité de sûreté a accepté les justifications de l'exploitant, moyennant certaines réserves et l'obligation de remplacer et d'expertiser certains coudes jugés les plus sensibles à ce phénomène.

La transmission des résultats des études complémentaires à l'Autorité de sûreté aurait dû permettre de statuer sur le reste des matériels en 1999. EDF n'a pas été en mesure d'informer l'Autorité de sûreté de ces développements, compte tenu d'une forte mobilisation de ses équipes sur le dossier du vieillissement de la cuve. La date de clôture de ce sujet est donc reportée.

Les dégradations des tubes de générateurs de vapeur



Les générateurs de vapeur sont les échangeurs de chaleur qui assurent le transfert d'énergie entre l'eau du circuit primaire et la vapeur d'eau qui alimente la turbine entraînant l'alternateur. Ils sont équipés de milliers de tubes de faible diamètre et de paroi mince (de l'ordre du millimètre) soumis à des conditions thermo-mécaniques très sévères. De ce fait, ces tubes sont affectés en service par de nombreuses dégradations dont la plupart sont dues à la corrosion sous contrainte côté primaire ou côté secondaire, à laquelle le matériau (inconel 600) utilisé en fabrication jusqu'en 1988 est particulièrement sensible. Depuis, un matériau plus résistant à ce type de phénomènes a été choisi.

D'autres dégradations telles que des usures, des déformations ou des vibrations de tubes ont été constatées au cours du temps. Des expertises sur des tubes extraits ou sur d'anciens générateurs de vapeur déposés ont fortement contribué à mieux appréhender les différents phénomènes au fur et à mesure de leur identification et à faire évoluer les méthodes de contrôle mises en œuvre pour les détecter.

Mise en place des tubes pour constituer le faisceau tubulaire d'un générateur de vapeur

La rupture d'un tube de générateur de vapeur entraînerait une importante fuite d'eau primaire vers le circuit secondaire, pouvant atteindre 150 m³/h, et pourrait conduire à des rejets radioactifs dans l'environnement en cas de sollicitation des soupapes de sécurité du circuit secondaire (cf. § 6|3|1).

Pour prévenir cet accident, EDF vérifie périodiquement l'état des faisceaux tubulaires au moyen de contrôles non destructifs lors des arrêts pour rechargement du combustible et surveillance en permanence, pendant le fonctionnement du réacteur, le niveau des fuites pouvant apparaître entre le circuit primaire et la partie secondaire des générateurs de vapeur. Les contrôles réalisés sont adaptés à l'évolution des dégradations constatées. Lorsque l'affectation d'un générateur de vapeur est jugée trop importante, son remplacement est programmé. Depuis 1990, 24 générateurs de vapeur de 8 réacteurs ont été remplacés, et EDF a programmé le remplacement de ceux du réacteur 4 de Gravelines au cours de l'année 2000.

Au cours de l'année 1999, les contrôles réalisés n'ont pas mis en évidence de nouveaux types de dégradations mais ont confirmé l'accélération des dégradations par corrosion des tubes dans le milieu secondaire, notamment sur les réacteurs 2 de Saint-Laurent B et 1 de Chinon B. Par ailleurs, il faut signaler que le réacteur 3 de Gravelines a dû être arrêté en raison de l'apparition d'une fuite supérieure au seuil toléré par les spécifications techniques d'exploitation dans le générateur de vapeur n° 3.

Arrêt fortuit du réacteur 3 de Gravelines

Le 22 août 1999, une fuite d'environ 20 l/h est apparue au niveau du faisceau tubulaire du générateur de vapeur n° 3 du réacteur 3 de Gravelines.

En application des spécifications techniques d'exploitation qui sont approuvées par l'Autorité de sûreté (cf. § 2|2|3), l'équipe de conduite a rapidement arrêté le réacteur.

Une inspection a été réalisée sur le site par l'Autorité de sûreté le 2 septembre afin d'examiner les conditions d'arrêt du réacteur et le programme de contrôles prévu par EDF pour localiser la fuite. Ces contrôles ont mis en évidence une fissure dans la partie cintrée d'un tube.

A la suite de ce fait nouveau, EDF a engagé un programme de contrôles sur l'ensemble des générateurs de vapeur potentiellement concernés par ce problème. Ce programme devrait s'achever avant la fin de l'année 2000. Ses résultats seront analysés par EDF pour adapter la fréquence des contrôles réalisés lors des arrêts ultérieurs afin de détecter suffisamment tôt ce type de défauts.

Au-delà de cet incident, les préoccupations principales affichées par l'Autorité de sûreté depuis 1996 restent d'actualité pour l'année 2000.

Les fissures circonférentielles

Ce type de dégradation, dont la mise en évidence par les contrôles réalisés présente des difficultés, peut conduire à une rupture brutale d'un tube sans détection de fuite préalable.

A la demande de l'Autorité de sûreté, EDF s'est engagé à développer pour la fin de l'année 2000 un nouveau moyen de contrôle non destructif plus performant qui sera utilisé pour contrôler les tubes des générateurs de vapeur les plus anciens.

Dans cette attente, un générateur de vapeur de Saint-Laurent B2 qui présente de nombreuses fissures circonférentielles, mais dont le remplacement n'est paradoxalement pas prévu par EDF à court terme, continue de faire l'objet de contrôles particuliers (procédé par ultrasons) à la demande de l'Autorité de sûreté, notamment pour tenter d'apprécier la cinétique d'évolution de ce type de défauts.

La corrosion des tubes dans le milieu secondaire

Ce mode de dégradation, lié à la concentration locale d'impuretés contenues dans l'eau du circuit secondaire, malgré un conditionnement chimique particulier, s'étend sur l'ensemble des générateurs de vapeur de la première génération. L'Autorité de sûreté insiste auprès d'EDF pour qu'il continue à pratiquer des expertises de tubes afin de s'assurer d'une part que la morphologie des dégradations n'évolue pas au cours du temps, et d'autre part que les moyens de contrôles non destructifs utilisés restent suffisamment performants.

Les corps étrangers

L'incident de « rupture » d'un tube de générateur de vapeur survenu en juillet 1996 sur le réacteur 3 de la centrale de Tihange (Belgique) pourrait avoir été provoqué par un corps étranger véhiculé par l'eau du circuit secondaire. L'Autorité de sûreté française avait demandé à EDF de procéder à l'expertise de ce générateur de vapeur pour déterminer précisément les causes de cette rupture intervenue sans réel événement précurseur.

Malgré des contacts entre Autorités de sûreté belge et française, l'exploitant de la centrale nucléaire de Tihange n'a pas autorisé EDF à procéder à l'expertise complémentaire du générateur de vapeur concerné, remplacé au cours de l'été 1998, considérant que le gain pour la sûreté n'était pas suffisant pour justifier la dosimétrie estimée qui serait reçue par les intervenants pour réaliser cette expertise.

En accord avec l'Autorité de sûreté belge, l'Autorité de sûreté française est intervenue directement auprès de l'exploitant de Tihange à la fin de l'année 1999 pour le convaincre de l'intérêt d'une telle expertise qui devrait permettre de vérifier les mécanismes de dégradation des tubes par corps étranger et la cohérence entre les dispositions de contrôle des tubes, de surveillance des fuites primaire/secondaire, et de prévention d'introduction des corps étrangers retenues pour les générateurs de vapeur exploités en France.

4 | 1 | 6

Les défaillances déjà connus, en cours de traitement

4 | 1 | 6 | 1

Les interventions génériques sur la chaudière

A la suite de dégradations observées sur les équipements, ou pour anticiper des interventions destinées à pallier des problèmes potentiels, l'exploitant développe ou fait développer des méthodes de réparation. Certaines de ces interventions peuvent intéresser plusieurs sites ou présenter des difficultés de mise en œuvre. L'instruction des dossiers correspondants se fait dans le cadre des interventions génériques présentées au chapitre IV.

Dans ce domaine, l'année 1999 a comporté les points marquants suivants :

- sept autorisations de mise en œuvre de dossiers génériques ont été délivrées ;
- le dossier de décontamination du fond du pressuriseur pour rétablir la possibilité du contrôle radiographique de la soudure de raccordement, ayant débouché sur une autorisation pour les réacteurs du palier CPI/CP2, a fait l'objet d'une demande d'extension aux autres paliers. L'intervention a été mise en œuvre sur 3 sites ;
- EDF a mis en œuvre pour la première fois, sur le réacteur Chinon B2, le procédé de réparation des vannes d'isolement vapeur, après avoir réalisé, à la demande de l'Autorité de sûreté, des essais complémentaires pour démontrer l'innocuité du procédé de soudage envisagé (cf. § 4 | 3 | 4) ;
- l'expérimentation des dispositions prévues dans le nouvel arrêté sur l'exploitation du CPP et CSP du REP signé le 10 novembre 1999 quant à l'aspect dosimétrie collective des intervenants a été poursuivie en 1999 (voir § 5 | 1) ;

- de nouvelles difficultés sont apparues, au niveau des interfaces internes à EDF, dans l'utilisation des dossiers génériques approuvés pour le remplacement de certains clapets du circuit ARE (Gravelines 3) ;
- des difficultés ont été rencontrées lors de l'extraction d'un tube de générateur de vapeur sur le réacteur 1 de Cattenom.

4 | 1 | 6 | 2

Les fuites au niveau des équipements du couvercle de cuve

Le rapport annuel 1998 de l'Autorité de sûreté faisait état de la fuite constatée sur le couvercle de cuve du réacteur 4 du Tricastin, qui avait été remplacé en 1996 pour traiter le problème de fissuration des adaptateurs en inconel 600.

Le remplacement d'un couvercle oblige à déposer tous les mécanismes de l'ancien couvercle pour les remonter ensuite sur le nouveau. Lors de cette opération, une soudure d'étanchéité est nécessaire entre l'enveloppe du mécanisme et l'adaptateur du couvercle. La réalisation de cette soudure, par procédé entièrement automatique, est délicate et avait nécessité des améliorations pour en garantir l'étanchéité dans le temps. Ce type d'opération est aussi réalisé lors du remplacement d'un mécanisme de commande de grappes jugé défaillant.

Face à un problème potentiellement générique, des contrôles ont été demandés sur tous les couvercles remplacés.

Les contrôles réalisés en 1999 ont confirmé d'une part que les 21 couvercles de cuve remplacés avant l'amélioration du procédé de soudage sont partiellement affectés de défauts au niveau des joints « Canopy », et d'autre part que les couvercles de cuve remplacés depuis l'amélioration du procédé de soudage ne présentent pas de fuite au niveau du joint « Canopy ». Les expertises effectuées montrent



Les adaptateurs, soudés sur le couvercle de la cuve, accueillent les mécanismes de grappes et les colonnes de thermocouples

que de petits défauts résiduels de soudage présents à l'intérieur de la soudure, donc non détectables lors de la réalisation, peuvent se propager en service et déboucher, occasionnant ainsi une fuite de diamètre équivalent inférieur à 1 mm. En conséquence, le contrôle des premiers couvercles de cuve remplacés se poursuivra au cours de l'année 2000 ; les soudures repérées comme défectueuses seront remises en conformité.

4 | 1 | 6 | 3

Les liaisons bimétalliques

A la suite de la découverte en 1990 d'indications sur les liaisons bimétalliques (soudure entre deux parties de nature métallique très différente) du circuit primaire principal, identifiées comme étant un phénomène métallurgique particulier : les décohésions inter-granulaires (DIG), EDF a poursuivi lors de l'année 1999 la campagne de contrôle par ressuage de ces matériels. Le principe d'élimination de ces indications qu'a fait adopter l'Autorité de sûreté dès leur mise en évidence a conduit EDF à développer un dossier de réparation par affouillement simple comportant une justification de la conformité des éventuelles sous-épaisseurs générées par cette intervention. L'aboutissement de ce dossier de maintenance début 2000 clôt la phase d'élaboration des actions correctives à mettre en place pour traiter le problème rencontré. Le programme des contrôles, qui déclenche la réparation quand le phénomène est mis en évidence, est également défini et mis en œuvre.

4 | 2

Les dégradations des enceintes des bâtiments réacteurs

Ce problème particulier, lié au vieillissement des centrales, est traité au § 6 | 4 | 4.

4 | 3

L'état des équipements nécessaires à la maîtrise de la criticité et au refroidissement du réacteur

4 | 3 | 1

Les dégradations du circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) sur les paliers N4, 900 et 1300 MWe

Le 12 mai 1998, une fuite d'eau d'un débit estimé à environ 30 m³ par heure a été détectée sur le circuit de refroidissement à l'arrêt (circuit RRA) du réacteur Civaux 1. Ce circuit assure, lors des phases d'arrêt du réacteur, la circulation d'un débit d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'assurer le refroidissement du combustible présent dans le cœur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes.

La fuite survenue sur Civaux 1 résultait d'une fissure traversante sur la soudure d'un coude de la zone de mélange entre eau chaude et eau froide de l'une des voies du circuit RRA. L'expertise du tronçon endommagé a mis en évidence un phénomène de fatigue thermique dans cette zone.

Des contrôles et expertises réalisés en 1998 sur les autres réacteurs du palier N4 ont confirmé que ce phénomène était générique et dû à un défaut de conception. Sur la base d'études et d'essais, EDF a proposé une modification de la conception et du mode de fabrication de la zone affectée du circuit RRA et a décidé d'installer, à l'automne 1998, sur les réacteurs du palier N4, cette nouvelle conception, qui se rapproche de celle des réacteurs du palier 900 MWe.

De plus, EDF a procédé à un contrôle des autres zones potentiellement sensibles à la fatigue thermique sur le circuit RRA du palier N4. Ces contrôles ont permis de détecter une autre zone de

mélange affectée par de la fatigue thermique. Sur tous les réacteurs du palier N4, cette deuxième zone a fait l'objet d'une réparation comportant des améliorations de fabrication.

Par ailleurs, l'exploitant a proposé un programme de contrôles du circuit RRA modifié ainsi que des mesures relatives à son exploitation, notamment le suivi des conditions de fonctionnement du circuit et une restriction de son temps d'utilisation. L'Autorité de sûreté a demandé à l'exploitant de compléter ces mesures, et en particulier de réaliser des contrôles complémentaires, d'améliorer les modes d'exploitation du circuit RRA en situation normale et accidentelle et de renforcer la surveillance du circuit modifié par la mise en place de caméras.

Compte tenu des améliorations apportées à la conception et à la fabrication du circuit, ainsi que des mesures d'accompagnement et de contrôles, la DSIN a autorisé, au premier semestre 1999, le redémarrage, pour un cycle de fonctionnement, des réacteurs Chooz B1 et B2 ainsi que Civaux 1 (Civaux 2 étant alors encore en phase de démarrage).

Les éléments justificatifs des modifications du circuit RRA du palier N4 qui ont été présentés par EDF à l'Autorité de sûreté fin 1998 ne permettant pas de définir la longévité prévisionnelle de ce circuit au-delà du premier cycle de fonctionnement, l'Autorité de sûreté a demandé à EDF de lui présenter avant fin 1999 un dossier justifiant la pérennité de la nouvelle conception du circuit RRA pour la durée de vie prévisionnelle des réacteurs. A cette fin, un programme d'essais, d'expertises, d'analyses complémentaires (mécaniques et thermohydrauliques) et de recherche et développement a été lancé par EDF. Une approche fonctionnelle visant à réduire les sollicitations par fatigue thermique en amplitude et en durée doit également contribuer à la pérennité des solutions retenues. Une revue de conception de l'ensemble du circuit RRA a par ailleurs été réalisée par EDF.

Sur les réacteurs du palier N4, l'Autorité de sûreté a également demandé à EDF de contrôler, sur les circuits importants pour la sûreté, les zones de mélange potentiellement soumises à la fatigue thermique (notamment les tés de mélange et les bras morts du CPP et du CSP).

De plus, les investigations sur le circuit RRA ont été étendues à l'ensemble des réacteurs des paliers 900 MWe et 1300 MWe. L'Autorité de sûreté a demandé à EDF de réaliser sur tous les réacteurs du parc nucléaire un contrôle des zones de mélange du circuit RRA susceptibles d'être affectées par des phénomènes de fatigue thermique, et de remplacer, le cas échéant, les parties affectées du circuit. Pour cela, EDF a développé et qualifié une méthode de contrôle par ultrasons au cours du premier semestre 1999 et l'a mise en œuvre, à partir de septembre 1999, à l'occasion des arrêts programmés des réacteurs de 900 et de 1300 MWe. La quasi-totalité des réacteurs doit avoir été contrôlée d'ici la fin de l'année 2000.

Les premiers résultats de ces contrôles, effectués sur 10 réacteurs, ont mis en évidence, sur chaque réacteur contrôlé, des indications dans les zones de mélange à forts écarts de température entre le fluide chaud et le fluide froid. Bien qu'aucun défaut du même ordre de grandeur que celui ayant entraîné l'incident de Civaux 1 n'ait été découvert, tous les tronçons concernés ont été remplacés par mesure de précaution, la cinétique d'évolution de ces défauts restant mal connue. Il est à noter que, au moment de ces contrôles, les réacteurs contrôlés du palier 1300 MWe avaient fonctionné pendant des durées avoisinant 10 ans, ceux du palier 900 MWe pendant environ 20 ans. Les remplacements ont été réalisés sur la base d'une conception à l'identique, moyennant des dispositions constructives visant à améliorer le comportement des tuyauteries vis-à-vis des risques de fissuration par fatigue thermique. Il a toutefois été demandé à EDF de conserver l'ensemble des tronçons déposés dans la perspective d'expertises complémentaires.

A fin 1999, 16 interventions de remplacement de circuits RRA ont été réalisées par EDF : 6 remplacements programmés par EDF sans contrôle préalable et 10 remplacements après contrôle. Chinon B2 a constitué un cas particulier : en effet, EDF, ayant rencontré de nombreuses difficultés, notamment par pénurie de main d'œuvre qualifiée, pour réaliser les opérations de soudage, a souhaité surseoir au remplacement de ces tronçons pour un cycle. L'Autorité de sûreté a accepté de différer les interventions moyennant la réalisation de contrôles par ultrasons sur les tuyauteries concernées, ainsi que la mise en œuvre de mesures compensatoires visant notamment à réduire les sollicitations du circuit.

L'ensemble des contrôles et expertises réalisés permettra à EDF de proposer à l'Autorité de sûreté un programme de maintenance préventive visant à se prémunir contre ce type de dégradations sur le circuit RRA.

Par ailleurs, indépendamment des dispositions constructives ou de conception des circuits RRA, des modifications profondes des conditions d'exploitation du RRA, actuellement à l'étude par EDF, pourraient également, à terme, permettre de limiter de manière significative le risque de fatigue thermique.

Tant pour les réacteurs des paliers 900 et 1300 MWe que pour les réacteurs du palier N4, l'ensemble des résultats des investigations menées par EDF sera présenté, en 2000, au Groupe permanent chargé des réacteurs. La DSIN consultera le Groupe permanent sur l'acceptabilité à long terme des évolutions retenues par EDF pour le circuit RRA du palier N4, ainsi que sur la stratégie définie pour l'exploitation et la maintenance du circuit RRA pour tous les paliers de réacteurs.

4 | 3 | 2

Les anomalies de manœuvrabilité des grappes de commande

Pour contrôler la réaction nucléaire dans le cœur du réacteur, c'est-à-dire maîtriser l'évolution du nombre de neutrons qui peuvent créer des fissions, l'exploitant dispose de deux moyens principaux :

- ajuster la concentration en bore du fluide du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons ;
- introduire les grappes de commande dans le cœur, ou les en retirer, celles-ci contenant des matériaux absorbant les neutrons.

Pour assurer les arrêts de sécurité du réacteur, et étouffer immédiatement la réaction nucléaire, ces grappes doivent pouvoir chuter rapidement sous l'effet de leur propre poids. La disponibilité de cette fonction de sûreté est donc primordiale.

Des dysfonctionnements importants de ces grappes de commande ont été constatés ces dernières années. Certains de ces dysfonctionnements, tels que des blocages survenus en position haute lors d'arrêts automatiques notamment à Belleville en 1996, ou le blocage constaté sur le réacteur B1 de Saint-Laurent en février 1997 (cf. rapport d'activité de l'Autorité de sûreté de 1998), ont fait l'objet de justifications et de mesures correctives par l'exploitant, qui ont été acceptées par la DSIN. Pour d'autres, les investigations ou la mise en œuvre de mesures palliatives se poursuivent. Ce sont ces derniers qui sont présentés ci-après.

4 | 3 | 2 | 1

Les dégradations des vis des mécanismes de commande

Des anomalies affectant les grappes de régulation de la puissance du réacteur et se traduisant par des déplacements incontrôlés (chutes partielles ou déplacements insuffisants lors de manœuvres), puis par un blocage des grappes, ont été constatées depuis 1995.

Les investigations menées par l'exploitant ont mis en évidence la rupture d'une petite vis d'un diamètre de 5 mm à l'intérieur du mécanisme de commande. La tête de la vis rompue, en venant au contact d'autres pièces du mécanisme, induit dans un premier temps des dysfonctionnements lors du mouvement de la grappe, puis son blocage. Ces anomalies, actuellement circonscrites aux réacteurs de 1300 MWe, pourraient affecter également les réacteurs de 1450 MWe. Les mécanismes des réacteurs de 900 MWe sont d'une conception et d'un dimensionnement différents.

A la suite de ce constat, EDF a lancé un certain nombre d'actions afin de mieux appréhender les phénomènes mécaniques conduisant à la rupture de la vis, de cerner les impacts de ces blocages sur la sûreté du réacteur, de définir une stratégie de remise en état du parc et de mettre en place un programme de surveillance et de contrôle en l'attente de cette remise en état.



Mécanisme de commande
d'une grappe de contrôle

Concernant la surveillance en exploitation, le programme d'EDF est fondé sur la détection, par une instrumentation adéquate, des dysfonctionnements pré-curseurs d'un blocage du mécanisme. Dans un tel cas, le réacteur est mis à l'arrêt afin de changer le mécanisme défaillant avant le blocage effectif. En 1996, la DSIN avait pris acte de ce programme de surveillance, en demandant son renforcement sur certains points. Depuis, l'Autorité de sûreté s'assure, au travers d'inspections notamment, que les agents des centrales d'EDF sont suffisamment avertis de ces dysfonctionnements et formés pour mettre en place ce programme de surveillance en cas de dysfonctionnements.

Concernant le contrôle lors des arrêts de tranche, le programme d'EDF consiste à vérifier l'intégrité de la vis incriminée grâce à un outillage spécialement développé à cet effet, et, le cas échéant, à remplacer le mécanisme jugé défectueux. Le programme de ces contrôles est soumis annuellement à la DSIN. Ainsi, au-delà des neuf réacteurs initialement prévus par EDF en 1999, la DSIN a demandé de réaliser ce contrôle sur deux réacteurs supplémentaires du palier 1300 MWe ainsi que sur un réacteur du palier 1450 MWe. Plus généralement, la DSIN a demandé que les programmes annuels futurs prévoient un contrôle des mécanismes les plus sollicités à chaque arrêt des réacteurs.

La stratégie de remise en état consiste à remplacer les mécanismes potentiellement défectueux par des mécanismes de nouvelle conception. La mise en œuvre de ces nouveaux mécanismes a été autorisée par la DSIN au début de l'année 1998, et, comme pour les contrôles en arrêt de tranche, le programme de remplacement lui est soumis annuellement. Ainsi, en 1999, les mécanismes les plus sollicités de trois réacteurs ont fait l'objet d'un tel remplacement systématique, permettant de s'affranchir définitivement de ce type de dysfonctionnements. Le remplacement des mécanismes les plus sollicités de l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe est prévu par EDF à l'horizon 2003-2005. A l'occasion de l'examen du programme 1999, la DSIN a rappelé l'importance qu'elle attachait à une remise en état rapide du parc.

4 | 3 | 2 | 2

Les déformations d'assemblages combustibles

Des anomalies d'insertion des grappes de commande dans leur amortisseur, système qui permet de ralentir les grappes lors de leur arrivée en bas du cœur, ont été observées sur l'ensemble des réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe depuis 1996. L'ensemble grappe de commande/assemblage combustible est conçu de telle manière que la grappe chute dans l'assemblage combustible le plus rapidement possible et atteigne une vitesse d'insertion dans son amortisseur suffisamment élevée pour rebondir en fin de chute. Les contrôles effectués, lors des arrêts automatiques des réacteurs notamment, ont révélé des vitesses d'insertion en fin de chute quasi-nulles, voire des insertions incomplètes des grappes dans leur amortisseur.

Les investigations menées par EDF depuis 1996 ont conclu à un freinage des grappes de commande en fin de course dû à des déformations d'assemblages combustibles.

Les mesures de prévention et de surveillance mises en œuvre en 1997 sur les réacteurs de 1300 MWe ont été étendues aux réacteurs de 900 MWe en 1999.

En termes de prévention, l'exploitant exclut dans la mesure du possible le rechargement sous grappe de commande des assemblages combustibles effectuant leur dernier cycle d'irradiation ou présentant des déformations de nature à accentuer le risque de blocage. Ces déformations sont déduites des mesures de temps de chute des grappes réalisées au cycle précédent et des efforts d'insertion/extraction de grappe mesurés sur les assemblages combustibles déchargés en piscine de stockage du combustible.

En termes de surveillance, l'exploitant réalise systématiquement des mesures de temps de chute des grappes de commande en début et en fin de cycle d'irradiation. Les réacteurs de 1300 MWe et de 900 MWe identifiés grâce à ces mesures comme sensibles aux déformations d'assemblages combustibles font l'objet d'une surveillance accrue par une mesure des temps de chute des grappes de commande à mi-cycle. Les résultats de ces essais, comparés aux critères définis par EDF et acceptés par l'Autorité de sûreté, conditionnent la poursuite du cycle d'irradiation et conduisent, dans certains cas, à la mise en place d'une surveillance renforcée en exploitation. A la demande de l'Autorité de sûreté, un programme de surveillance des déformations d'assemblages combustibles a été mis en œuvre sur le réacteur Chooz B1 en 1999. L'application de ce programme, identique dans ses principes à celui mis en œuvre sur les réacteurs de 1300 MWe, sera étendue, en 2000, à tous les réacteurs de 1450 MWe.

En termes de mesures correctives, Framatome, principal fournisseur des assemblages combustibles, a proposé, dès 1998, des modifications de conception du squelette des assemblages combustibles afin de réduire leur sensibilité à la déformation sous irradiation. Introduit dès 1998 dans les réacteurs de 1300 MWe, l'assemblage combustible AFA de 3^e génération est désormais utilisé dans les réacteurs de 900 MWe. L'autorisation correspondante a été délivrée par la DSIN en mars 1999. Une première recharge d'assemblages combustibles à structure renforcée sera également introduite dans les réacteurs de 1450 MWe, dès leur second cycle de fonctionnement. L'autorisation correspondante a été délivrée par la DSIN en décembre 1999.

L'année 1999 n'a pas révélé d'aggravation du phénomène mais a permis de confirmer son caractère générique sur le parc. Aussi, la DSIN a demandé à EDF de maintenir le programme de surveillance actuellement adopté tant que les résultats des mesures de temps de chute des grappes de commande ne révéleront pas d'amélioration dans le comportement des assemblages combustibles en réacteur, en matière de déformation sous irradiation.

4 | 3 | 3

La fissuration des tuyauteries d'injection de sécurité

En décembre 1996, l'apparition d'une fuite dans un tronçon de tuyauterie non isolable du circuit primaire de Dampierre 1, à l'arrivée sur les tuyauteries primaires du circuit d'injection de sécurité, avait constitué un incident classé par l'Autorité de sûreté au niveau 2 de l'échelle INES. Cette fuite fut le révélateur d'un phénomène de fissuration par fatigue thermique à caractère générique, qui n'avait pas été prévu au moment de la conception initiale de ces circuits (cf. § 4 | 1 | 3).

Rappelons que le circuit d'injection de sécurité est un système de sauvegarde qui a pour fonction d'apporter de l'eau borée dans le circuit primaire, au cas où une brèche surviendrait sur celui-ci, afin d'assurer le refroidissement et la sous-criticité du cœur (cf. § 2 | 1 | 4).

Après analyse des causes potentielles de ce phénomène, l'exploitant s'est engagé à réaliser trois modifications de circuits. Deux d'entre elles sont en cours d'achèvement ; la troisième, qui a été réalisée à la fin de l'année 1999 sur le réacteur 1 de Dampierre en tant que tête de série, sera généralisée à l'ensemble des réacteurs de 900 MWe avant la mi-2002, conformément aux demandes de l'Autorité de sûreté à l'issue de l'examen du dossier par la SPN.

En matière de contrôle des circuits, l'exploitant met en œuvre, pendant la période transitoire, des mesures compensatoires fondées sur le contrôle systématique des zones sensibles. Après mise en œuvre des modifications, EDF s'est engagé à compléter le programme de maintenance préventive par des contrôles complémentaires de ces circuits pour en vérifier l'efficacité. Enfin, EDF conduit des investigations complémentaires afin d'identifier d'autres zones potentiellement concernées par le même type d'endommagement.

A noter que, au cours de l'année 1999, les nouveaux contrôles réalisés sur les réacteurs de 900 MWe n'ont pas mis en évidence de fissures de fatigue sur ces circuits.

4 | 3 | 4

Les défauts rencontrés sur la robinetterie du circuit secondaire principal des réacteurs de 900 MWe

EDF a obtenu en 1993 une dérogation à la réglementation relative aux appareils à pression pour ne pas effectuer la réépreuve tous les 10 ans de certains appareils de robinetterie dont la réalisation pouvait s'avérer très difficile, voire impossible techniquement. Ces circuits sont principalement ceux de l'alimentation en eau principale ou de secours des générateurs de vapeur et les lignes vapeur (cf. § 2 | 1 | 2), ce qui fait que la robinetterie concernée est classée dans les matériels importants pour la sûreté.

Au cours des contrôles complémentaires effectués avec beaucoup de retard en 1997, 1998 et 1999 au titre des mesures compensatoires à la dérogation, de nombreux défauts, dont certains supérieurs aux critères de fabrication initiaux, ont été constatés sur de nombreux organes de robinetterie moulés. Les expertises effectuées ont montré que ces défauts proviennent de la fabrication, ce qui atteste que la qualité de ces pièces n'est pas conforme aux exigences du code de construction, en particulier pour l'un des fournisseurs de l'époque.

Pour ce qui concerne les clapets du circuit d'alimentation en eau, les contrôles complémentaires se sont terminés en 1999. A partir de l'inventaire, l'exploitant a établi des priorités pour la réparation, voire le remplacement de ces organes. L'Autorité de sûreté a imposé que ces opérations de remise en conformité interviennent avant mi-2001.

Le traitement de ce problème a été retardé par le manque de disponibilité de pièces de rechange : le volume en avait été mal estimé, notamment en raison de difficultés plus importantes que prévu à effectuer une réparation sur site. Cinquante clapets de rechange ne seront disponibles que fin 1999 ou début 2000.

Ce manque d'anticipation a été reproché à l'exploitant. L'Autorité de sûreté a d'une part exigé des remplacements de clapets situés sur le circuit précité en fonction des stocks disponibles (3 ont été effectués en 1998 et 7 en 1999), et d'autre part réalisé une inspection pour identifier les retards dans le processus de commande.

Pour ce qui concerne les vannes d'isolement vapeur qui sont des appareils de grande dimension (diamètre 80 cm), les contrôles doivent s'achever en 2000. Un procédé de réparation par soudage a été qualifié et mis en œuvre en 1999 sur une vanne du réacteur 2 de Chinon B. Trois corps sont actuellement en commande pour permettre des remplacements éventuels. Le premier devrait être disponible mi-2000 et les deux autres en 2001.

L'Autorité de sûreté voit tout d'abord dans les constats d'anomalie précités un argument pour continuer à rapprocher les exigences applicables à la construction du circuit secondaire principal de celles applicables au circuit primaire principal, évolution qui avait été engagée dès 1990 avec la publication de la règle fondamentale de sûreté n° II.3.8. L'objectif de cette évolution consiste notamment à renforcer la qualité de ce type de pièces et des contrôles réalisés, ce qui a été obtenu sur le matériel de ce type destiné aux derniers réacteurs du palier N4 (Civaux 1 et 2).

L'état des autres équipements

Les anomalies découvertes à l'occasion des vérifications de la qualification aux conditions accidentelles des équipements

Dans le cadre du réexamen de sûreté de ses installations, EDF a engagé, à la demande de l'Autorité de sûreté, une démarche d'examen de conformité (voir § 6 | 1). Cette démarche consiste à vérifier, sur plusieurs thèmes définis, la conformité des installations à l'état de réalisation fixé à l'origine. L'examen de conformité a ainsi commencé en 1997 sur les réacteurs de 900 MWe.

En parallèle, EDF a engagé une démarche visant à s'assurer de la pérennité de la qualification des matériels requis en conditions accidentelles. Le plan d'action de cette démarche a été défini en 1998 et engagé sur les sites en 1999.

Ces démarches ont mis en évidence depuis 1997 des non-conformités qui imposent à EDF d'évaluer leur impact au plan de la sûreté et d'engager un traitement adapté.

Dans ce contexte, ont notamment été examinés par l'Autorité de sûreté en 1999 les non-conformités des roulements à billes équipant des pompes de circuits utilisés en situation accidentelle et des anomalies affectant les fixations au sol d'armoires de distribution électrique et d'automatismes.

Anomalies affectant les fixations au sol d'armoires de distribution électrique et d'automatismes

Le 26 novembre 1998, alors que le réacteur 2 de Flamanville était à l'arrêt, l'exploitant a constaté, lors d'une intervention de maintenance, des anomalies sur les fixations au sol de plusieurs armoires de distribution électrique et d'automatismes.

Les systèmes contenus dans ces armoires contrôlent des équipements utilisés pour la conduite et pour les automatismes de protection et de régulation du réacteur. Ces armoires sont fixées au sol au moyen de vis. Un défaut de ces fixations peut conduire en cas de séisme à un mauvais fonctionnement des équipements concernés.

Les anomalies constatées sont des cas de fixations absentes, de vis non serrées au couple de référence, ou de montages de fixations non conformes au plan. Ces anomalies remontent vraisemblablement à la réalisation d'origine. Les investigations réalisées par EDF sur les autres sites ont mis en évidence que ce type d'anomalies pourrait concerner l'ensemble du parc à des degrés divers.

La DSIN considère que ces anomalies, si elles n'ont pas de conséquences immédiates sur la sûreté des réacteurs, doivent faire l'objet d'un traitement rigoureux par l'exploitant.

A la suite de la découverte de ces anomalies, EDF a entrepris rapidement une campagne de contrôle sur les réacteurs du parc. Deux réacteurs « tête de série » (le réacteur 1 du Tricastin pour le palier 900 MWe et le réacteur 2 de Nogent pour le palier 1300 MWe) ont été sélectionnés pour élaborer des solutions de remise en état des matériels. EDF en a tiré les enseignements nécessaires pour généraliser son action sur le reste du parc.

Après cette étape, et conformément aux demandes de la DSIN, EDF a transmis en août 1999 un plan d'action visant à remettre en état l'ensemble des réacteurs du parc, sur la base de solutions de réparations validées. Ce plan d'action prévoit une remise en conformité complète du parc pour mi-2001, les réparations étant pour l'essentiel réalisées à l'occasion des arrêts de tranche programmés.

La DSIN a demandé fin 1999 à EDF une anticipation des réparations pour les centrales situées dans les zones à risques sismiques les plus importants. Ces centrales seront majoritairement remises en état en 2000.

En raison du constat sur plusieurs réacteurs d'une dégradation pouvant affecter le fonctionnement des automatismes en cas de séisme, ces anomalies ont été classées au niveau 1 de l'échelle INES.

Roulements à billes non conformes sur des pompes de circuits utilisés en situation accidentelle

Lors de la vérification de conformité des matériels réalisée pendant l'arrêt décennal du réacteur 1 de la centrale du Tricastin, des roulements à billes des pompes des circuits RIS et EAS ont été trouvés non conformes aux spécifications d'origine.

En effet, les cages assurant le bon espacement des billes des roulements des pompes de ces circuits étaient en polyamide et non en métal. Or la démonstration de la tenue aux conditions accidentelles des pompes RIS et EAS a été réalisée avec des cages en métal, conformes aux spécifications de conception.

La vérification réalisée sur les quatre réacteurs de la centrale du Tricastin a montré qu'elles étaient toutes affectées par cette non-conformité. Une enquête a été lancée par EDF sur les autres sites. Il en est ressorti que tous les réacteurs de 900 MWe étaient concernés par ce problème, à des degrés divers. En ce qui concerne les réacteurs de 1300 MWe, les pompes étaient pourvues dans leur majorité de leurs roulements d'origine à cage métallique, à l'exception de ceux pour lesquels les roulements ont été remplacés par des roulements à cage polyamide à l'occasion d'interventions de maintenance sur les pompes. Les réacteurs de 1450 MWe ne sont pas concernés.

Cette anomalie générique a fait l'objet d'une déclaration d'EDF à l'Autorité de sûreté en juin 1999. Cette non-conformité affectant plusieurs circuits de sauvegarde du réacteur utilisés en situation accidentelle, elle a été classée au niveau 1 de l'échelle INES.

L'Autorité de sûreté a examiné la stratégie générale et l'échéancier de remise en conformité des roulements, présentés par EDF, en juin 1999.

Pour les réacteurs de 1300 MWe, la DSIN a demandé en juillet 1999 à EDF de compléter les investigations déjà menées pour confirmer la présence de roulements à cage métallique sur les pompes, correspondant aux différents lots de fabrication, n'ayant pas fait l'objet d'interventions de maintenance susceptibles d'avoir conduit à remplacer leurs roulements.

Pour ce qui concerne les pompes potentiellement affectées par l'anomalie, la DSIN a demandé à EDF en juillet 1999 de procéder, lors du premier arrêt à venir de chaque réacteur, à la remise en conformité de l'ensemble des pompes affectées. La proposition initiale d'EDF ne prévoyait qu'une remise en état partielle à l'occasion du premier arrêt. La DSIN considère que, en tout état de cause, aucun réacteur comportant des pompes affectées ne pourra être remis en service au-delà du 30 avril 2000.

4 | 4 | 2

Les dégradations de la visserie du cloisonnement du cœur des réacteurs du palier CP0

La découverte de fissures affectant une partie des vis du cloisonnement du cœur de certains réacteurs du palier CP0 (Fessenheim et le Bugey) a conduit EDF à mener, dès 1988, une campagne de contrôle de l'état des vis de l'ensemble des réacteurs du palier CP0 et de deux réacteurs du palier CPY parmi les plus anciens. La conception et l'âge des réacteurs du palier 1300 MWe permettent de considérer que ces derniers ne sont pas susceptibles d'être affectés dans l'immédiat.

A l'intérieur de la cuve, un cloisonnement maintient les éléments combustibles. Ce cloisonnement, fixé sur l'enveloppe cylindrique de la cuve, est constitué de planches verticales en acier et de ren-

forts horizontaux sur lesquels les planches sont fixées par des vis de diamètre 15,9 mm. Ce sont ces vis qui sont affectées par le phénomène de fissuration.

Cette campagne de contrôle, complétée par la suite par des contrôles périodiques, a permis de montrer que les réacteurs du palier CP0 sont diversement affectés, et que les plus critiques sont le réacteur 2 du Bugey et les réacteurs 1 et 2 de Fessenheim (cela correspond, pour Bugey 2 qui est le réacteur le plus affecté, à environ 8 % de vis fissurées).

La cause de la dégradation des vis ainsi que la cinétique de dégradation ne sont pas encore connues avec précision.

En conséquence, EDF a décidé en novembre 1998, en complément des contrôles périodiques prévus, de réaliser un remplacement de vis sur les trois sites les plus affectés lors de leur deuxième visite décennale (en 1999-2000). Ce remplacement, d'environ 30 % du nombre total de vis, concernera ainsi :

- les vis qui ont été considérées, après analyse, comme nécessaires à la tenue en conditions accidentelles ; le nombre total de vis s'est en effet avéré surdimensionné ;
- les vis trouvées fissurées lors des contrôles précédents ;
- un nombre de vis supplémentaires permettant de renforcer la tenue du cloisonnement.

Cette stratégie est actuellement en cours d'examen par l'Autorité de sûreté.

EDF, qui devait commencer sa campagne de remplacement fin 1999 lors de l'arrêt du réacteur 1 de Fessenheim, a dû se résoudre à décaler cette intervention à un prochain arrêt, la machine qui devait être utilisée s'avérant défaillante. Néanmoins, un contrôle de la visserie se substituera à ce remplacement et, sur la base des résultats de ce contrôle, la DSIN se prononcera début 2000 sur le redémarrage du réacteur pour un cycle.

5 LA RADIOPROTECTION ET L'IMPACT DU FONCTIONNEMENT DES RÉACTEURS SUR L'ENVIRONNEMENT

5 | 1

La dosimétrie des personnes intervenant dans les centrales nucléaires



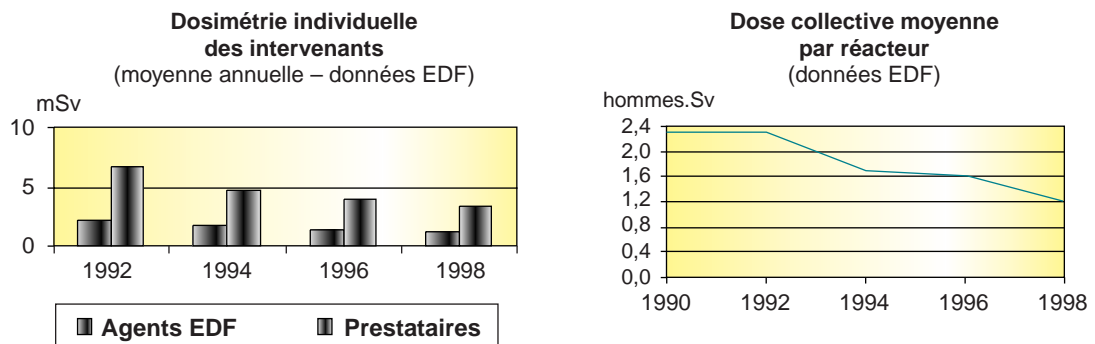
Intervention sur une canalisation lors d'un arrêt de tranche

Les sources de rayonnements ionisants ont des origines diverses :

- le combustible lui-même, en particulier lorsqu'il est usé ;
- le matériel proche du cœur du réacteur (la cuve et son couvercle en particulier), qui est activé par le flux neutronique généré par le cœur ;
- des particules issues de la corrosion du circuit primaire des réacteurs et véhiculées par le fluide primaire. Ces particules deviennent radioactives lors de leur passage dans le cœur du réacteur. Elles peuvent ensuite se déposer sur les circuits véhiculant le fluide primaire.

De ce fait, lors des opérations d'exploitation et de maintenance des réacteurs (manutention du combustible, contrôles sur les matériels, remise en état ou remplacement de composants, lignage des circuits, gestion des déchets), les intervenants peuvent être exposés à des rayonnements ionisants. Le niveau d'exposition d'une personne est quantifié par l'équivalent de dose, exprimé en sieverts (Sv); la somme des équivalents de dose individuels, appelée dosimétrie collective et exprimée en hommes-sieverts, est utilisée comme indicateur du niveau de dose reçu par l'ensemble des intervenants. Lors d'une opération dans une zone amenant à exposer les intervenants, une prévision dosimétrique est réalisée par l'exploitant.

Dans le cadre de la réglementation relative à la protection contre les rayonnements ionisants, l'exposition des personnes et le nombre de personnes exposées doivent être réduits autant que raisonnablement possible, en dessous des limites réglementaires. De ce fait, EDF prend régulièrement des dispositions dans ce sens, pour ses agents comme pour ses prestataires. Un aperçu des résultats de cette démarche (dite « ALARA ») est donné par les graphiques ci-dessous. On peut y constater une baisse régulière des doses, aussi bien individuelles que collectives.



L'Autorité de sûreté est attentive à la maîtrise de la dosimétrie, qui n'est pas sans lien avec la sûreté des réacteurs. Une dosimétrie élevée impose que le temps d'exposition des intervenants soit limité, ce qui conduit à réaliser les travaux le plus rapidement possible et, éventuellement, à faire se succéder plusieurs intervenants pour une même tâche. Il s'ensuit des contraintes dans le déroulement des activités qui ne peuvent être favorables à la qualité de leur réalisation, et donc à la sûreté si elle est concernée par ces activités.

Une dosimétrie trop élevée peut également remettre en cause la possibilité de réaliser des contrôles ou d'intervenir sur certaines parties des installations, entraînant un conflit entre les exigences relatives à la sûreté et celles relatives à la radioprotection.

En 1998, l'Autorité de sûreté avait engagé une étude pour prendre en compte la radioprotection dans les interventions de maintenance. Cette démarche s'est poursuivie en 1999 avec notamment la parution de l'arrêté du 10 novembre 1999 réglementant l'exploitation des CPP/CSP, qui impose que l'exploitant rende compte de l'impact dosimétrique des opérations de maintenance qu'il envisage. Ces dispositions s'appliqueront en particulier aux interventions qui ont vocation à s'appliquer à plusieurs réacteurs, où l'intérêt de développer des moyens automatisés est accru.

Après une première expérimentation en 1998, d'autres interventions « pilotes » sur les principaux matériels du CPP (cuve, générateur de vapeur, pressuriseur) ont contribué à roder le mode de contrôle de l'Autorité de sûreté sur ce sujet. Des visites techniques sur les chantiers concernés ont permis de repérer les informations utiles à analyser en temps réel. Les conclusions de ces cas pratiques seront tirées fin 1999 afin de généraliser cette démarche dans le cadre de l'application de l'arrêté sur l'exploitation du 10 novembre 1999. A terme, l'ensemble des interventions de maintenance sur ces circuits sont concernées par de telles dispositions.

L'intérêt de se doter d'outils efficaces dans le contrôle de la dosimétrie de maintenance a d'ailleurs été illustré par le cas d'une réparation d'une vanne d'isolement du CPP du réacteur Tricastin 2.

EDF souhaitait, après une tentative échouée de remise en état du composant, reporter son remplacement - notamment pour des motifs de dosimétrie. Une réunion tenue à cette occasion a permis à l'Autorité de sûreté de constater une maîtrise insuffisante par EDF des évaluations dosimétriques associées à l'intervention de remplacement. Compte tenu de l'engagement général de la Division de la production nucléaire de développer et d'utiliser des moyens de remplacement automatisés permettant de diminuer significativement la dosimétrie pour ce cas, mais également pour un grand nombre de configurations, la DSIN a autorisé le report du remplacement de la vanne lors du prochain arrêt en 2000.

C'est ainsi que, malgré les résultats favorables en première analyse obtenus par EDF en termes de dosimétrie, l'Autorité de sûreté a été amenée à réagir à la suite des divers dysfonctionnements relatifs à la radioprotection qui ont marqué l'année 1999. De par leur gravité ou leur répétitivité, la DSIN considère que ces dysfonctionnements sont révélateurs d'une prise en compte insuffisante par EDF des enjeux liés à la radioprotection. Les plus significatifs d'entre eux sont les suivants :

- contaminations atmosphériques des bâtiments réacteurs : bien que restées sans conséquences sanitaires, ces situations ont été trop fréquentes en 1999. Certaines d'entre elles ont amené à la déclaration d'incidents classés au niveau 1 de l'échelle INES. Les opérations d'exploitation à l'origine de ces contaminations sont connues comme présentant de tels risques. Il est donc nécessaire qu'EDF réexamine ses pratiques, et définisse des mesures permettant de mieux maîtriser ces situations ;
- infraction à la réglementation : en septembre 1999, l'exploitant de Cattenom n'a pas respecté des dispositions relatives à la radioprotection qui lui avaient été imposées pour l'entreposage sur site d'un couvercle de cuve usé. Cet incident, classé au niveau 1 de l'échelle INES, a été constaté par des inspecteurs de l'Autorité de sûreté. Cette situation montre un manque de rigueur dans l'application des règles relatives à la radioprotection. Elle a fait l'objet, le 21 septembre 1999, d'un procès-verbal de contravention à la réglementation des installations classées pour la protection de l'environnement, au titre de laquelle l'exploitant avait été autorisé à entreposer ce couvercle dans l'attente de son enlèvement ;
- valeurs de débits d'équivalent de dose supérieures aux valeurs attendues : l'exploitant divise son installation en plusieurs zones en fonction des risques d'exposition aux rayonnements ionisants. Ainsi, grâce à la signalétique associée, les personnes sont informées du niveau de risque auquel elles sont exposées et peuvent prendre les mesures de protection adaptées. Or il a été constaté dans certaines de ces zones, le 6 avril 1999 sur le site de Chinon et par la suite sur l'ensemble des sites exploités par EDF, des débits d'équivalent de dose supérieurs aux valeurs maximales attendues. Cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES. Ces dépassements s'expliquent par des conditions d'exploitation des installations qui ne correspondent plus aux hypothèses retenues lors de leur conception. Il est donc nécessaire qu'EDF procède à un réexamen de la situation et adapte l'exploitation de ses installations en conséquence ;
- exposition d'un agent au-delà de la limite réglementaire : le 11 mars 1999, un agent de la centrale du Tricastin a pénétré dans une zone « rouge » correspondant au niveau d'exposition le plus élevé. Il a reçu une dose de l'ordre de 300 mSv pour une limite réglementaire annuelle de 50 mSv. La cause en est le non-respect des procédures d'accès à ce type de zone. Cet incident, qui a été classé au niveau 2 de l'échelle INES, ne peut être attribué uniquement à une erreur individuelle. Il est au contraire révélateur de lacunes dans les domaines de l'organisation et de la culture de l'exploitant face à la radioprotection.

L'analyse de ces incidents par la DSIN, et les conclusions qui en sont issues, ont fait l'objet de demandes à EDF afin qu'il mette en œuvre les dispositions qui s'imposent.

5 | 2

Le confinement des matières radioactives et la propreté radiologique

Comme indiqué en introduction du paragraphe 5|1, des produits de corrosion radioactifs sont présents sur les circuits véhiculant le fluide primaire. Durant les opérations de maintenance sur ces circuits (lors des arrêts de tranche pour rechargement en combustible en particulier), il y a risque de dispersion de la contamination dans l'environnement immédiat du chantier. Il est donc nécessaire de



Contrôle de l'absence de contamination du personnel en sortie de zone contrôlée

maîtriser cette dispersion afin d'éviter la contamination des locaux, voire des intervenants et de leur matériel ou des voiries du site.

De nombreux cas de dispersion de la contamination ayant été détectés ces dernières années, en particulier en 1998 avec la découverte de la contamination d'emballages de combustibles usés, EDF a décidé en juillet 1998 de mettre en œuvre un plan d'action visant à la « propreté radiologique » des installations et des personnes. Ce plan d'action prévoyait de mettre en place, dans un premier temps pour 1999, des mesures visant à garantir l'efficacité des barrières actuelles vis-à-vis de la dispersion de la contamination, puis de mener à moyen terme une démarche plus globale visant à promouvoir des pratiques propres à garantir la non-dispersion des matières radioactives.

Depuis plusieurs années, l'Autorité de sûreté porte une attention particulière à la dispersion des matières radioactives sur les sites de réacteurs à eau sous pression. Cette attention s'est notamment traduite par la réalisation de nombreuses visites de surveillance sur ce thème. Compte tenu des informations qui avaient été recueillies lors de ces inspections, la DSIN avait demandé en novembre 1998 à EDF d'introduire dans son plan d'action des dispositions permettant de mieux prévenir la dispersion de matières radioactives et d'assurer leur confinement au plus près de la source de production en s'interrogeant en particulier sur les causes des contaminations et les dispositions adoptées quant à l'organisation et à la gestion des chantiers.

Par ailleurs, afin de permettre une réelle remise en cause, s'il y a lieu, des pratiques actuelles, la DSIN avait également demandé à EDF de compléter son état des lieux par un audit réalisé par une société extérieure.

Dans ce contexte, l'Autorité de sûreté a réalisé en 1999 des visites de surveillance pour évaluer, pour les chantiers à risque de dissémination de matières radioactives, les mesures prises pour maîtriser ce risque, ainsi que la mise en œuvre par les exploitants du plan d'action « propreté radiologique » évoqué ci-dessus. Ces inspections mettent en évidence un renforcement certain des actions menées par EDF en matière de contrôles sur les matériels en sortie de zone contrôlée ou sur les sols hors zone contrôlée. Néanmoins, les dispositions préconisées par les services centraux d'EDF ne sont que partiellement mises en œuvre par les sites. De plus, ces dispositions, fortement axées sur les contrôles, n'intègrent que très peu de mesures préventives de la dispersion des matières radioactives par une action sur la source de contamination et sur ses vecteurs de dispersion.

De fait, on constate que des contaminations de personnel ou de sol à l'extérieur des zones contrôlées ont continué à se produire en 1999, en nombre plus restreint cependant qu'en 1998. L'analyse du résultat des visites de surveillance menées en 1999 par l'Autorité de sûreté sur le thème de la propreté radiologique conduira la DSIN à demander à EDF de compléter, s'il y a lieu, son plan d'action ; en tout état de cause, elle veillera à ce qu'EDF en poursuive la réalisation.

Enfin, la DSIN a également demandé à EDF de réexaminer les critères suivant lesquels les situations incidentelles doivent faire l'objet d'une information des autorités concernées. Les propositions qui seront présentées par l'exploitant seront examinées par la DSIN en liaison avec l'OPRI.

Les rejets

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 installations nucléaires de base, l'Autorité de sûreté a poursuivi en 1999 l'instruction des demandes de renouvellement des autorisations de prise d'eau et de rejet d'effluents liquides non radioactifs des centrales nucléaires d'Electricité de France. Ces autorisations, qui ont été délivrées par les préfets sous le régime réglementaire antérieur, comportent en effet une limite de durée de validité. A la demande de la DSIN, les dossiers présentés par EDF portent sur le prélèvement d'eau et l'ensemble des rejets, liquides et gazeux, radioactifs et non radioactifs ; ces dossiers font l'objet d'une enquête publique.

**Surveillance
de l'environnement
à proximité de la centrale
nucléaire de Fessenheim**



Ces renouvellements sont l'occasion pour l'Autorité de sûreté 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 (voir chapitre 3, § 1|6). 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'Autorité de sûreté, 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 normal des réacteurs ; les limites de rejets ont ainsi été divisées par un facteur variant de 2 à près de 40, suivant les paramètres. De plus, les iodes et le carbone 14 font maintenant l'objet de limites individualisées ;
- en ce qui concerne les substances chimiques, l'Autorité de sûreté a décidé de mieux réglementer le rejet de ces substances, afin de remédier aux lacunes des prescriptions actuelles.

Ces principes ont été appliqués pour la première fois lors du renouvellement de l'autorisation de prélèvements d'eau et de rejets d'effluents par la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, dont l'arrêté a été signé le 2 février 1999 par les ministres chargés de la santé, de l'environnement et de l'industrie. Par ailleurs, en 1999, l'instruction des dossiers des centrales de Paluel, Flamanville, Saint-Alban, Belleville, Cruas, Chinon et Gravelines s'est poursuivie ; notamment, le projet d'arrêté pour la centrale de Flamanville a été présenté à la signature des ministres en décembre 1999 et le dossier de la centrale de Chinon a fait l'objet d'une enquête publique en novembre 1999.

Les demandes de renouvellement d'autorisation en cours d'instruction ont été présentées par EDF au fur et à mesure que les arrêtés antérieurs arrivaient à échéance. Pour les autres centrales nucléaires, les échéances des autorisations de prélèvement et de rejets s'étendent jusqu'en 2021 ; aussi, l'Autorité de sûreté a souhaité anticiper leur renouvellement afin d'homogénéiser les prescriptions entre les

différents sites. C'est ainsi que la DSIN a établi en 1999 un calendrier qui prévoit la transmission des dossiers de 2001 jusqu'à 2005. Pour ces dossiers, l'Autorité de sûreté conservera bien sûr les principes retenus pour l'instruction des dossiers en cours, présentés ci-dessus.

A la fin de l'année 1999, la DSIN a tiré le retour d'expérience de l'instruction des premières demandes de renouvellement. Il en ressort notamment que, pour mieux répondre aux préoccupations du public, d'une part EDF doit améliorer la qualité des dossiers, d'autre part il doit réaliser une étude relative à l'impact des rejets cumulés des centrales dans la Loire et le Rhône, fleuves qui reçoivent les rejets de plusieurs centrales nucléaires, afin d'apprécier les conséquences des rejets radioactifs, chimiques et thermiques.

Les centrales dont les circuits de refroidissement sont aujourd'hui équipées de condenseurs en acier inoxydable, en remplacement des condenseurs en laiton installés à l'origine, sont de plus confrontées à un phénomène de prolifération d'amibes pathogènes. En 1999, cinq centrales ont été concernées : Dampierre, Golfech, Chooz, Civaux et Nogent. La DSIN s'étant opposée à un traitement à l'eau de Javel du fait de son impact sur l'environnement, EDF a proposé en 1999, pour les sites de Dampierre, Golfech, Chooz et Nogent, un traitement à la monochloramine, moins nocif pour l'environnement. Ce traitement modifiant cependant de manière notable les rejets des centrales, la DSIN a demandé à EDF, en application du décret du 4 mai 1995, de déposer des demandes d'autorisation de rejet des effluents résultant du traitement à la monochloramine ; l'instruction en est en cours et doit s'achever au premier semestre 2000. Pour Civaux, compte tenu de la sensibilité du milieu, la DSIN s'est opposée à un traitement chimique. EDF a alors installé au cours de l'été 1999, à titre expérimental, un traitement utilisant des rayons ultraviolets.

5 | 4

Les déchets

Les inspections menées par l'Autorité de sûreté ont mis en évidence dans la plupart des centrales nucléaires d'EDF des conditions d'entreposage de déchets peu satisfaisantes vis-à-vis de la sûreté, de la radioprotection ou de la protection de l'environnement.

Ainsi, des quantités parfois importantes de déchets sont entreposées dans des conditions qui peuvent présenter des risques : l'accumulation de déchets combustibles au sein de l'îlot nucléaire présente sur certaines zones un risque d'incendie susceptible d'affecter l'intégrité de l'installation ; la contamination radioactive des déchets peut être disséminée et atteindre le personnel et le public ; des déchets liquides peuvent se répandre et polluer le sol ou la nappe phréatique.

Les déchets concernés sont essentiellement des déchets très faiblement actifs (TFA, voir chapitre 10, § 1|1), pour lesquels EDF ne disposait pas jusqu'alors de filières d'élimination adaptées. A moyen terme, EDF devrait pouvoir bénéficier pour ce type de déchets de filières d'élimination spécifiques en complément de la mise en service en 1998 de l'installation CENTRACO (voir chapitre 10, § 3|3). 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.

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. Aussi, les services centraux d'EDF ont demandé aux sites de transmettre à la DSIN, au plus tard en juillet 1998, un bilan exhaustif des entreposages de déchets accompagné d'un échéancier de réalisation des dispositions nécessaires à la maîtrise des risques précités. Ces bilans n'ont été transmis que tardivement et leur examen par l'Autorité de sûreté, fin 1998, a fait apparaître que les mesures prises par les sites sont souvent insuffisantes.

De ce fait, au début de 1999, la DSIN a demandé à EDF de procéder à un nouvel examen de la situation, en soulignant les lacunes des bilans transmis par les sites. La réponse des services centraux d'EDF s'est appuyée cette fois sur le résultat des analyses de risques et nuisances des entreposages précités, réalisées in situ par les services centraux dans le cadre d'une démarche d'accompagnement des sites. Elle préconise le transfert de certains déchets vers des aires d'entreposage plus adaptées, et la défini-

tion de règles d'exploitation de ces aires. Sur cette base, il est prévu que chaque site réalise pour la fin 1999 un état des lieux. Ces évolutions apparaissent favorables, mais l'Autorité de sûreté déplore le temps qui a été nécessaire pour les lancer et envisage d'imposer une échéance pour leur réalisation.

Par ailleurs, la DSIN a demandé au début de 1999 aux Groupes permanents d'experts chargés des réacteurs et des déchets de procéder, pour la fin de l'année 2000, à une évaluation de la gestion par EDF des déchets produits par ses installations nucléaires. Cette évaluation, qui concernera également la gestion des déchets anciens d'EDF (voir chapitre 10, § 3 | 5), ne sera pas limitée aux conditions d'élimination des déchets, mais portera sur leur gestion globale (maîtrise de leur production, entreposage sur site, transport vers les éliminateurs...). Elle doit ainsi permettre de définir des mesures optimisant la gestion de ces déchets, de leur production à leur élimination définitive.

6 LES EXAMENS DE SÛRETÉ DES RÉACTEURS EN FONCTIONNEMENT

6 | 1

Les réévaluations de sûreté et les deuxièmes visites décennales

Afin de prendre en compte à la fois l'effet du temps sur les installations et l'évolution dans la perception des problèmes 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 au cours des deuxièmes visites décennales des réacteurs par intégration d'un lot de modifications dit « lot VD2 ».

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).

6 | 1 | 1

Les réévaluations de sûreté

La réévaluation des réacteurs de 900 MWe

La réévaluation de sûreté des réacteurs de 900 MWe a été engagée en 1988 pour les réacteurs de Fessenheim et du Bugey (palier CP0), et en 1990 pour les autres réacteurs de 900 MWe (paliers CP1-CP2).

En 1998, la réévaluation de sûreté des réacteurs de 900 MWe des paliers CP1-CP2 s'est engagée dans une phase de concrétisation des résultats d'études.

Un premier lot de modifications, défini par EDF, a été intégré au cours du premier semestre 1999 lors de la deuxième visite décennale du réacteur 1 du Tricastin. Un deuxième lot sera intégré lors du prochain arrêt du réacteur.

L'Autorité de sûreté veillera à ce que ces modifications soient étendues à l'ensemble des réacteurs du palier CP1-CP2 lors de leurs visites décennales.

En ce qui concerne les réacteurs du palier CP0, une première intégration de modifications résultant de la réévaluation de sûreté a été réalisée au second semestre de 1999 sur le réacteur 1 de Fessenheim, dans le cadre de sa deuxième visite décennale. Par ailleurs, plusieurs études de réévaluation de sûreté sont encore en cours et pourront amener à des modifications supplémentaires.

La réévaluation des réacteurs de 1300 MWe

La DSIN a approuvé en avril 1999 le programme initial des études relatif à la réévaluation de sûreté des réacteurs de 1300 MWe. Ce programme, qui a fait l'objet d'une présentation au Groupe permanent chargé des 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'enceinte 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.

Par ailleurs, afin de mieux suivre l'état d'avancement de la réévaluation, la DSIN met en place, conjointement avec son appui technique, une structure de projet.

6 | 1 | 2

L'examen de conformité des réacteurs de 900 MWe

L'examen de conformité mis en œuvre sur les réacteurs de 900 MWe 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.

Ces thèmes concernent, par exemple, le classement des matériels importants pour la sûreté et l'application des dispositions qui en découlent, la qualification des matériels aux conditions accidentelles, le génie civil et la protection contre les inondations internes ou encore la protection contre l'incendie.

L'examen de conformité doit être réalisé sur trois années, entre 1998 et fin 2000, et les écarts mis en évidence devront être corrigés au plus tard à l'échéance de la deuxième visite décennale.

L'examen de conformité a été engagé sur tous les réacteurs de 900 MWe. Il est achevé sur le réacteur Tricastin 1 qui a été la tête de série du palier CP1-CP2 pour cette opération, tandis que, pour Fessenheim 1, tête de série du palier CP0, l'examen est en cours.

L'évaluation par l'Autorité de sûreté de l'examen de conformité réalisé sur ces réacteurs têtes de série et l'observation du lancement de l'examen de conformité sur les autres réacteurs ont mis en évidence de nombreuses difficultés liées au retard pris par les services d'ingénierie d'EDF pour définir le référentiel documentaire nécessaire aux sites pour procéder aux vérifications : liste des matériels classés importants pour la sûreté (IPS) à partir de leur repère fonctionnel, recueil de prescriptions à respecter dans les gammes d'intervention et le choix des pièces de rechange pour assurer la pérennité de la qualification des matériels aux conditions accidentelles... La DSIN entend par ailleurs veiller à ce que les enseignements nécessaires en soient tirés pour l'examen de conformité du palier 1300 MWe.

En ce qui concerne l'exploitation des résultats de l'examen de conformité des réacteurs de 900 MWe, une première analyse a pu être effectuée sur les résultats de Tricastin 1. Plusieurs défauts, dont certains ont déjà été corrigés, ont été mis en évidence ; 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, ou bien des anomalies sur des supportages de matériels IPS ou sur certaines zones du génie civil.

6 | 1 | 3

Les deuxièmes visites décennales

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

La visite complète sert à vérifier l'état de l'installation en complément des contrôles périodiques réalisés lors des arrêts pour rechargement (cf. § 2 | 2 | 4). Elle devrait donc conduire à étendre les contrôles à des zones qui ne sont pas inspectées régulièrement. C'est en tout cas la position défendue par l'Autorité de sûreté, qui souhaite qu'EDF augmente le contrôle par sondage sur de telles zones.

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 de résistance.

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 devrait permettre de mettre en évidence des défauts importants dans des zones non suspectées. Ce fut d'ailleurs le cas en 1991, pour la détection du phénomène de fissuration des adaptateurs des couvercles de cuves, et aussi en 1989 pour la fissuration des piquages des pressuriseurs des réacteurs de 1300 MWe.

L'arrêt pour visite décennale est enfin l'occasion pour EDF de remettre à niveau la sûreté de ses installations, par rapport aux exigences nouvelles en la matière. Ceci se traduit d'abord par une réévaluation du niveau de sûreté, et la définition des modifications nécessaires pour atteindre les nouveaux objectifs, puis par la mise en œuvre de ces modifications, en général par lots pour en faciliter la programmation et la réalisation sur site.

1999 a vu se terminer la deuxième visite décennale du réacteur 1 du Tricastin (la première du palier 900 MWe) et commencer celle du réacteur 1 de Fessenheim. Au cours de ces deux visites EDF a engagé un programme d'investigations complémentaires qui a été complété sous l'impulsion de l'Autorité de sûreté.

Enfin 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 (voir § 6 | 1 | 2).

6 | 2

La protection contre les agressions

6 | 2 | 1

La protection contre les agressions d'origine externe

6 | 2 | 1 | 1

La protection contre les séismes

Dans le cadre du réexamen de sûreté des réacteurs nucléaires en fonctionnement, l'exploitant doit réévaluer le risque sismique. Cette réévaluation est réalisée selon la règle fondamentale de sûreté (RFS) 1.2.c, qui permet de déterminer les mouvements sismiques à prendre en compte pour chaque site en fonction de ses spécificités, notamment les séismes proches (distance focale inférieure à 10 km) et les failles. Elle conduit à la détermination des séismes majorés de sécurité (SMS), qui sont les séismes pouvant produire les mouvements sismiques les plus agressifs à retenir pour l'évaluation

de l'aléa sismique d'un site donné ; les SMS sont établis sur la base d'un examen des séismes survenus au cours des mille dernières années environ - pour lesquels il existe des données historiques - et qui auraient pu affecter le site.

Afin de prendre en compte les progrès techniques, notamment dans le domaine de la sismologie, le texte de la RFS, qui datait de 1981, a été révisé ; la nouvelle version établie par un groupe d'experts a reçu l'avis favorable du Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs nucléaires en septembre 1998 et a été notifiée aux exploitants en mars 1999. La DSIN a souhaité que l'application de cette RFS soit accompagnée d'une période probatoire d'un an pour permettre aux industriels d'identifier d'éventuelles difficultés de mise en application. A la demande de la DSIN, EDF, comme les autres exploitants, doit remettre les résultats de quelques cas d'application de la RFS révisée pour le premier trimestre 2000. L'avis du Groupe permanent sera recueilli sur une version définitive de la RFS, dans le courant de l'année 2000.

La réévaluation sismique peut éventuellement conduire à constater que les séismes réévalués dépassent le niveau de séisme pris en compte pour le dimensionnement des installations. Cette situation pourrait en particulier concerner la centrale du Tricastin. Aussi, la DSIN va demander début 2000 à EDF de présenter son évaluation de la situation de cette centrale et d'examiner les conséquences d'une telle situation sur la tenue au séisme des installations. Afin d'avoir de premiers résultats dans les meilleurs délais, les études devront porter de manière prioritaire sur le bâtiment électrique, qui abrite la salle de commande et le système de contrôle-commande du réacteur, et qui est potentiellement un des ouvrages les plus sensibles à un séisme.

6 | 2 | 1 | 2

La protection contre les explosions

Le risque d'explosion à proximité des centrales nucléaires est pris en compte à la conception selon la RFS 1.2.d, qui définit les principes généraux relatifs à la protection contre les agressions externes, notamment les méthodes permettant d'identifier les risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication. Les bâtiments abritant les équipements et structures nécessaires au maintien des fonctions de sûreté essentielles ont été conçus pour résister à une onde de surpression, engendrée par une explosion, d'une amplitude maximale de 0,05 bar sur une durée de 300 ms.

La RFS 1.2.d prévoit en particulier que l'évaluation des conséquences d'une éventuelle explosion est menée en utilisant la méthode « équivalent TNT », qui permet de calculer les effets d'une explosion en assimilant la quantité de produit explosif prise en compte à une quantité de TNT dont les effets sont jugés équivalents. Cette méthode est jugée très majorante par EDF, car notamment elle ne prend pas en compte l'environnement de la centrale et la nature réelle de l'explosion. De ce fait, EDF a présenté pour le site de Cruas, dans le cadre de la révision de son rapport de sûreté, une étude sur les conséquences d'une explosion accidentelle à proximité de la centrale en appliquant la méthode dite « multi-énergies ». Cette méthode, plus récente, est déjà utilisée dans l'industrie non nucléaire.

L'examen par l'Autorité de sûreté des conditions de l'application de cette méthode aux centrales nucléaires est en cours. D'ores et déjà, il s'avère que cette méthode peut être substituée à la méthode équivalent TNT pour évaluer les effets des explosions de gaz à l'air libre, mais ne peut être utilisée pour les autres types d'explosions. Début 2000, l'Autorité de sûreté va en conséquence demander à EDF de compléter les études du risque d'explosion pour le site de Cruas et d'apporter des justifications complémentaires.

6 | 2 | 2

La protection contre l'incendie

La protection contre l'incendie consiste, dans une installation nucléaire comme dans une installation classique, à prévenir les feux, et à limiter les détériorations de matériels qu'ils pourraient engendrer. Dans le cas d'une installation nucléaire, la protection contre l'incendie doit permettre de garantir la

disponibilité des fonctions de sûreté. Elle repose sur la prévention des feux, la sectorisation des locaux (avec son corollaire, la séparation des différents matériels assurant la même fonction de sûreté), la détection des feux, l'intervention et le pilotage du réacteur en cas d'incendie.

Parmi ces moyens, la sectorisation des locaux et le pilotage du réacteur en cas d'incendie ont fait l'objet en 1994 d'une réévaluation de sûreté qui a conduit EDF à la mise en place d'un plan d'action incendie (PAI), visant à la mise en conformité des installations et à l'amélioration de la situation des réacteurs vis-à-vis du risque d'incendie. En 1999, deux réacteurs (Blayais 3 et 4) ont terminé l'ensemble des travaux de modification qui découlent de cette réévaluation.

Toutefois, l'Autorité de sûreté considère que la situation des centrales nucléaires vis-à-vis du risque d'incendie n'est pas satisfaisante, compte tenu notamment des retards pris par EDF dans la réalisation des études préalables à la mise en œuvre du PAI et de l'étalement de la réalisation des modifications en découlant jusqu'en 2009. Cette situation est d'autant plus préoccupante que les autres aspects de la protection contre l'incendie (prévention et lutte contre l'incendie notamment) ne sont pas satisfaisants.

C'est ainsi que le suivi et la limitation des potentiels calorifiques, ainsi que la mise en place de protections particulières lors des opérations à risque (soudage, meulage...), sur lesquels repose la prévention des incendies, ne font pas l'objet d'une attention suffisante de la part des exploitants des centrales.

L'état d'avancement du PAI et les constats faits lors des inspections de l'Autorité de sûreté ont conduit la DSIN, en septembre 1999, à demander à EDF, d'une part, de proposer un rapprochement des échéances de la réalisation des modifications découlant du PAI d'au moins trois ans, et, d'autre part, de veiller à améliorer les autres aspects de la protection contre l'incendie.

L'intervention des équipes des centrales en cas d'incendie est également un point qui nécessite des améliorations compte tenu des nombreux dysfonctionnements que la DSIN avait relevés et signalés à EDF en 1998. En 1999, EDF a proposé un plan complet de refonte, à brève échéance, des fiches d'actions qui définissent la conduite des équipes devant intervenir en cas d'incendie. Les principes de modification proposés devraient améliorer l'efficacité de l'intervention, sous réserve qu'ils soient correctement relayés au niveau des centrales.

Incendie survenu le 31 juillet 1999 sur le réacteur 3 du Bugey

Le 31 juillet 1999, un incendie, provoqué par un court-circuit dans une armoire électrique, a entraîné la perte de l'armoire électrique affectée et a provoqué l'arrêt d'urgence du réacteur Bugey 3. Bien que les équipes d'intervention du site aient réussi à éteindre l'incendie et à conduire correctement le réacteur vers un état d'arrêt sûr, les conséquences potentielles et les dysfonctionnements constatés lors des visites menées par l'Autorité de sûreté sont préoccupants.

En effet, les courts-circuits engendrés par l'incendie dans une armoire électrique ont provoqué des échauffements de câbles et des déclenchements d'alarmes incendie dans d'autres locaux de la centrale et auraient pu provoquer d'autres départs de feu. Ce n'est que plus d'une heure après le premier départ de feu que des agents se sont rendus dans les locaux concernés pour vérifier l'absence de feu.

L'intervention des équipes du CNPE a également été rendue difficile par la présence de fumées s'échappant du local où se situait l'armoire électrique en feu, par une ouverture qui n'aurait pas dû exister, dans les escaliers et les locaux de regroupement.

Enfin, l'appel tardif des secours extérieurs au site (plus de 30 minutes après la confirmation du feu) aurait conduit à une importante perte de temps, en cas d'aggravation de l'incendie.

La DSIN a demandé à EDF de tirer les enseignements de cet incendie et de proposer des améliorations matérielles et organisationnelles de nature à améliorer la gestion de ce type de situation.

6|3

Le réexamen de certaines démonstrations de sûreté

6|3|1

Les risques induits par une rupture de tube de générateur de vapeur

L'accident de rupture d'un tube de générateur de vapeur (RTGV) a été examiné par le Groupe permanent chargé des réacteurs le 25 novembre 1999. Il a été étudié sous deux angles : la prévention de l'accident et la limitation de ses conséquences.

En matière de prévention de la RTGV, le Groupe permanent a examiné les dispositions prises par l'exploitant pour pallier les « maladies » susceptibles d'affecter les tubes de générateurs de vapeur (cf. § 4|1|5) : surveillance en service, programmes de contrôles non destructifs, retour d'expérience des opérations de maintenance associées (bouchage).

En ce qui concerne les conséquences de la RTGV, les études réalisées pour le palier N4 ont montré que des quantités importantes d'eau peuvent être déchargées dans la tuyauterie de vapeur principale du générateur de vapeur accidenté si la détection de l'événement est trop tardive.

Il convient donc que l'exploitant vérifie que, en cas de RTGV, le fluide en excès serait évacué par les lignes de décharge à l'atmosphère (GCTa) et que les soupapes de protection de la ligne vapeur ne seraient donc pas sollicitées en eau. En effet ces soupapes ne sont pas conçues pour fonctionner en présence d'eau. Le comportement de la ligne GCTa en présence d'un mélange diphasique d'eau et de vapeur doit donc être étudié, si des mesures ne peuvent être prises pour empêcher l'arrivée d'eau.

Aussi, l'Autorité de sûreté a demandé à EDF, après consultation de la Section permanente nucléaire, de réaliser pour tous les paliers :

- une étude justifiant l'intégrité du circuit secondaire principal en cas d'évacuation d'eau par les lignes de décharge à l'atmosphère. La modélisation théorique s'avérant délicate, cette étude devra reposer sur des essais représentatifs de la réalité ;
- une étude des solutions envisageables pour prévenir l'arrivée d'eau dans la ligne vapeur ou pour l'évacuer par des exutoires adaptés.

EDF a présenté son programme de travail actuel qui est consacré presque exclusivement à l'étude de justification. Toutefois, dans l'hypothèse où celle-ci n'aboutirait pas, l'Autorité de sûreté a demandé à EDF de mettre en place les solutions palliatives dont le développement est également prévu. Un bilan sera effectué en juin 2000 sur l'avancement des travaux d'EDF, en particulier en ce qui concerne le deuxième aspect.

6|3|2

Le réexamen du risque de rupture brutale de la cuve

1999 a été la première année de réalisation d'une seconde visite décennale sur un réacteur du palier 900 MWe. Outre l'attention portée aux installations à l'occasion de cet anniversaire particulier (cf. § 6|1|3), franchir cette étape s'accompagne d'une interrogation sur les démonstrations clés de la sûreté. La réévaluation de sûreté (cf. § 6|1|1) représente la majeure partie de ce travail. D'autres démonstrations plus spécifiques sont également examinées, comme celle qui concerne la prévention de la rupture de cuve.

Ainsi l'examen du dossier présenté par EDF pour traiter de la tenue en service des cuves de 900 MWe (développé au § 6|4|3) a-t-il été l'occasion de réviser la démarche mise au point en 1987 lors de l'examen avant la première visite décennale.

En complément, en 1997, au cours de l'instruction portant sur les risques à l'arrêt pour les réacteurs de 900 et 1300 MWe, la réalisation d'une étude probabiliste de sûreté avait mis en évidence des séquences accidentelles conduisant à une surpression du circuit primaire survenant à basse température. Ces séquences, non identifiées dans les études de conception, et découlant de l'application normale de procédures de conduite incidentelle et accidentelle ou d'actions inopportunes de l'opérateur lors de l'application de ces procédures, sont susceptibles de conduire à un risque de rupture fragile de la cuve.

Cette découverte a été à l'origine d'une demande de vérification par EDF de l'exhaustivité des transitoires pris en compte dans la démonstration actuelle.

Le Groupe permanent chargé des réacteurs s'était réuni en 1998 pour évaluer les améliorations en matière de procédures de conduite proposées à court terme par EDF, et se prononcer sur la nécessité de mettre en œuvre des mesures supplémentaires associées à des modifications dans l'exploitation normale et dans la conception des réacteurs.

Le Groupe permanent avait considéré comme satisfaisant l'échéancier proposé par EDF pour la phase court terme. Pour le moyen et long terme, le Groupe permanent avait souligné qu'EDF devait poursuivre ses travaux en 1999, de façon qu'il puisse se prononcer sur l'intérêt des modifications d'exploitation normale et de conception susmentionnées.

L'Autorité de sûreté a de surcroît sollicité la SPN pour expliciter, en termes de mécanique, l'objectif du Groupe permanent de « pratiquement exclure » le risque de rupture de cuve dans ces situations. Les réponses apportées par la SPN, dont une partie a été reprise dans l'arrêt sur l'exploitation des CPP/CSP du 10 novembre 1999, permettront à l'Autorité de sûreté d'apprécier le problème dans sa globalité à la réception des résultats du programme de travail d'EDF, complétés par l'étude des avantages et des inconvénients des modifications d'exploitation et de conception envisagées.

6 | 4

Le vieillissement

6 | 4 | 1

La stratégie

Les centrales nucléaires, comme toutes les installations industrielles, sont sujettes au vieillissement : vieillissement des structures (bâtiments, circuits, composants métalliques) et des éléments de contrôle des procédés (contrôle-commande, actionneurs...). Compte tenu du retour d'expérience, cette notion de vieillissement, liée par nature à l'âge des installations, est étendue aux dégradations inattendues, quel que soit leur moment d'apparition. Ce « vieillissement » peut affecter la sûreté de l'installation. Aussi, la DSIN veille à ce qu'un bon niveau de sûreté de l'installation soit maintenu pendant toute la durée de son exploitation.

Position de l'exploitant

EDF considère que la durée de vie des centrales françaises est d'au moins 40 ans. A la demande de la DSIN, l'exploitant a fourni les premiers éléments visant à justifier cette affirmation dans un dossier de synthèse transmis en juin 1997. EDF y présente sa stratégie de gestion du vieillissement et l'organisation mise en place pour la mettre en œuvre.

Deux familles de matériels sont distinguées :

- les matériels considérés comme non remplaçables, à savoir la cuve et l'enceinte, qui de ce fait font l'objet d'études et de contrôles spécifiques. Pour ces deux composants, devront être définis des indicateurs et critères de vieillissement à partir desquels chaque réacteur pourra être suivi ;
- les matériels considérés par l'exploitant comme remplaçables, à savoir la totalité des matériels restants. Pour ces matériels, l'exploitant estime que la notion de durée de vie ne s'applique pas du fait

de la possibilité de leur remplacement. La stratégie vis-à-vis du vieillissement de ces matériels consiste en l'application des programmes de maintenance, réactualisés si nécessaire en fonction du retour d'expérience.

EDF a défini cependant une liste de composants pour lesquels le remplacement, s'il est faisable, aurait des impacts importants en termes de coût, de dosimétrie ou de disponibilité. En 1997, cette liste, comprenant initialement 18 composants, a été étendue à 30 composants.

Position de l'Autorité de sûreté

Une démarche de type « défense en profondeur » peut être suivie pour l'examen des problèmes de vieillissement.

a) Prévenir le vieillissement par la conception

Au stade de la conception, les différentes parties de l'installation sont conçues pour être placées dans des conditions de fonctionnement qui n'altèrent pas significativement leurs fonctions ou leur résistance. Un ensemble de dispositions constructives (choix des matériaux, dispositions d'installation) vise à prévenir les phénomènes de vieillissement.

Dans un certain nombre de cas, toutefois, les phénomènes qui conduisent à l'endommagement des matériels ne peuvent être évités. Il convient alors de prendre des mesures de construction ou d'exploitation pour limiter les effets du vieillissement.

Lorsque ces phénomènes sont identifiés à la conception, les démonstrations de sûreté doivent prendre en compte les caractéristiques qu'auront les matériels en fin de vie. De plus, lorsque l'ampleur du phénomène est importante, des moyens de surveillance sont mis en place pour vérifier avec une anticipation suffisante que les prévisions initiales restent valables au cours de la vie de l'installation. Les cuves des réacteurs font ainsi l'objet d'un programme de suivi de l'irradiation qui permet de vérifier le bien-fondé des hypothèses de fragilisation faites à la conception.

L'action de l'Autorité de sûreté s'exerce en premier lieu au stade de la conception. Ainsi, dans le cadre du projet EPR (voir § 7|3), des questions ont été posées sur les moyens d'étendre la longévité prévue de 40 à 60 ans pour certains composants. De même, lorsque des réacteurs en exploitation subissent des dégradations non prévues, EDF doit réexaminer la conception des matériels afin de limiter sinon d'éliminer les phénomènes observés, comme par exemple la sensibilité à la fatigue thermique constatée sur les matériels (voir § 4|3|1).

b) Surveiller le vieillissement : traitement et anticipation

Par ailleurs, d'autres phénomènes de dégradation peuvent être mis au jour en cours d'exploitation. Les actions de surveillance périodique, la maintenance préventive, des programmes de plus grande ampleur comme les visites décennales ou l'examen de conformité mené dans le cadre de la réévaluation de sûreté (voir § 6|1), ou encore l'analyse des incidents d'exploitation, sont autant d'occasions de détecter ces phénomènes.

D'une manière générale, la compréhension, l'évaluation de la cinétique et la surveillance des phénomènes de dégradation constituent un deuxième élément de maîtrise du vieillissement des installations, visant principalement à s'assurer que les installations ne sortent pas des hypothèses initiales de conception.

L'action de l'Autorité de sûreté sur cette deuxième ligne de défense porte bien entendu sur le traitement des anomalies détectées en exploitation. Mais traiter les dégradations au fur et à mesure qu'elles apparaissent serait une attitude trop passive. Aussi l'Autorité de sûreté veille-t-elle à ce que l'exploitant anticipe ces dégradations par :

- l'amélioration des plans de surveillance, en y ajoutant s'il y a lieu des contrôles comme les programmes d'investigations complémentaires (PIC), qui seront réalisés dans le cadre des deuxièmes visites décennales des réacteurs (voir § 6|1|3) ;

- l'inventaire, lors de l'apparition de nouveaux modes de dégradations, des parties des réacteurs susceptibles de subir le même type de dommages (par exemple les zones similaires au té de mélange du circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) du palier N4, voir § 4|3|1);
- le développement de méthodes de surveillance adaptées à une détection précise et non destructive des phénomènes.

Dans une démarche d'anticipation, l'Autorité de sûreté attend d'EDF, dans les prochaines années, un effort important pour se préparer aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, les plus anciens de parc. Des investigations approfondies, au-delà des contrôles périodiques courants, devront être réalisées par EDF, de façon à disposer avant cette échéance de leurs résultats.

c) S'assurer de la remplaçabilité des matériels qui pourraient être affectés par le vieillissement

Un troisième élément de maîtrise du vieillissement est constitué par les possibilités de réparation, de remplacement ou de modification des éléments affectés.

La disponibilité d'une solution palliative ne peut cependant constituer un élément favorable qu'à la condition qu'elle soit étudiée avec une anticipation suffisante. Une telle anticipation est nécessaire pour au moins deux raisons : les délais nécessaires pour disposer de composants identiques ou équivalents dans le cas de remplacements, et la nécessité de préparation des interventions. En l'absence d'anticipation, tant l'exploitant que l'Autorité de sûreté risquent de se trouver confrontés à une alternative entre le fonctionnement dans des conditions dégradées pour la sûreté ou un arrêt de durée non maîtrisable.

Dans ce troisième domaine, l'action de l'Autorité de sûreté est détaillée au § 6|4|2.

Enfin, certains composants peuvent s'avérer non remplaçables, ou difficilement réparables. Dans ce cas, le vieillissement de ces composants conditionne la durée de vie technique de l'installation. C'est le cas, pour les centrales et dans l'état actuel des connaissances, de l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur et de la cuve du circuit primaire.

Pour ces matériels, les dispositions prises à la conception et les dispositions de surveillance sont essentielles, même si, pour les enceintes, et peut-être un jour pour les cuves, certains procédés de réparation sont envisageables et doivent être développés.

L'objectif poursuivi par l'Autorité de sûreté est que tous les éléments soient disponibles à l'échéance des 30 ans d'exploitation des centrales pour statuer sur la durée de vie résiduelle de chacun de ces matériels non remplaçables. Les actions de l'Autorité de sûreté sont développées au § 6|4|3 pour les cuves, et au § 6|4|4 pour les enceintes.



Remplacement d'un générateur de vapeur à la centrale nucléaire du Bugey

6 | 4 | 2

La remplaçabilité des composants

En 1998, l'Autorité de sûreté avait formulé une demande générale à EDF sur le thème de la remplaçabilité des composants, en mettant en évidence des carences dans la démarche de l'exploitant qui considère que les actions d'anticipation relèvent de seuls critères économiques.

A la suite de cette demande, EDF a engagé une « affaire parc » pour établir une méthodologie de travail sur la remplaçabilité, centraliser les actions d'anticipation déjà effectuées et identifier les éléments manquants dans la démarche en vue de les traiter.

Malgré les dispositions prises, un certain nombre d'exemples nouveaux sont venus rappeler que c'est dans les actions concrètes que sont attendus les résultats. En effet, les difficultés suivantes ont été rencontrées au cours de l'année 1999 :

- nécessité de mise en œuvre d'une politique de remplacement à grande échelle des roulements des pompes RIS/EAS dont l'examen de conformité avait mis en évidence l'inadéquation des matériaux des cages (cf. § 4 | 4 | 1) ;
- impossibilité d'effectuer dans des conditions satisfaisantes sur le plan technique et dosimétrique le remplacement d'une vanne d'isolement du circuit primaire à Tricastin 2 (cf. § 5 | 1) ;
- impossibilité par défaillance du prestataire de réaliser le remplacement (techniquement anticipé) des vis des structures de cloisonnement dans la cuve de Fessenheim (cf § 4 | 4 | 2) ;
- indisponibilité d'une pièce de rechange (té d'une tuyauterie d'aspersion du pressuriseur) pour effectuer une opération du programme d'investigation complémentaire de la deuxième visite décennale de Fessenheim, malgré les engagements d'EDF ;
- incompatibilité des délais de commande et des besoins dans le traitement de l'affaire de la robinetterie du circuit secondaire (cf. § 4 | 3 | 4) ;
- difficultés de disponibilité de prestataires et de qualité dans la réalisation du programme de maintenance du RRA (cf. § 4 | 3 | 1).

Dans ce contexte, l'Autorité de sûreté maintiendra, au cours des prochaines années, l'attention qu'elle porte à l'anticipation des opérations de maintenance. Cette anticipation, dont le juste niveau est particulièrement délicat à évaluer tant sur le plan technique que sur le plan économique, passe tant par la mise en place d'outils polyvalents comme ceux qu'EDF s'est engagé à développer à la suite du cas de Tricastin 2 évoqué ci-dessus (outils automatiques de découpe et soudage de portions de tuyauteries) que par une maîtrise du milieu industriel environnant. En effet, dans un contexte où les réalisations neuves sont cantonnées dans les quelques pièces de rechange nécessaires au bon fonctionnement du parc nucléaire, la disponibilité tant des composants que des équipes de réparation ou de remplacement est fortement conditionnée par la politique industrielle de maintenance menée par EDF en partenariat avec ses prestataires principaux.

6 | 4 | 3

Les cuves des réacteurs

Dans le circuit principal de refroidissement du cœur d'un réacteur, la cuve est le récipient de taille importante, formé de viroles forgées revêtues d'acier inoxydable, qui contient le cœur. Sur le plan de la sûreté du réacteur, la résistance de la cuve aux conditions de fonctionnement normales et accidentelles, même très peu probables, doit pouvoir être démontrée. La partie de la cuve qui se situe à la hauteur du cœur du réacteur est soumise au vieillissement par irradiation neutronique. Cela induit une fragilisation que l'on évalue par l'augmentation d'un paramètre nommé température de transition ductile-fragile (RTNDT). La vitesse de cette fragilisation dépend de paramètres physico-chimiques, dont la teneur en certaines « impuretés » (cuivre et phosphore).

Cette fragilisation seule ne remet pas en cause la résistance de la cuve dans les conditions normales de fonctionnement. En revanche, dans les cas d'une sollicitation importante à basse température

(typiquement obtenue dans les études d'accidents lors de l'injection de sécurité dans le circuit de refroidissement appelée « choc froid »), la conjonction d'une RTNDT élevée et de la présence de défauts d'une taille significative finit par rendre insuffisantes les marges présentées par la démonstration de résistance de la cuve. Le paramètre RTNDT croît avec le temps d'utilisation de la centrale, et il convient donc d'en définir les limites d'évolution.

L'analyse de l'évolution de cette marge représente un travail multidisciplinaire important, incluant des aspects divers comme la connaissance des propriétés métallurgiques initiales, notamment de leurs hétérogénéités locales, l'estimation de l'évolution de la température de transition et des incertitudes associées, la validation des performances des méthodes de contrôle non destructif destinées à vérifier l'absence de défauts plus grands que ceux pris en compte dans l'analyse, la connaissance des transitoires thermohydrauliques susceptibles d'être rencontrés et l'utilisation de méthodes de calcul mécanique sophistiquées.

Après avoir affirmé dès 1994 que les cuves des réacteurs étaient aptes au service pendant au moins quarante ans, EDF a fourni à l'Autorité de sûreté, en janvier 1998, un premier dossier justifiant ses affirmations pour le palier 900 MWe qui est le plus âgé en moyenne. L'envoi d'annexes et de compléments s'est échelonné jusqu'au début de 1999.

Après l'analyse du dossier par le BCCN, l'Autorité de sûreté a consulté une première fois la Section permanente nucléaire en mars 1999.

Une douzaine de défauts allant jusqu'à 10 mm, présentant des caractéristiques remettant en cause certaines hypothèses du dossier, ont été découverts à Tricastin 1 lors du contrôle de la « zone de cœur » de la cuve en deuxième visite décennale. La SPN n'a pas pu prendre une position définitive et a précisé des compléments attendus d'EDF. Ceux-ci concernaient aussi bien le cas particulier de Tricastin 1 (à l'instar des éléments habituellement remis à l'Autorité de sûreté pour évaluer l'acceptabilité d'un défaut : son origine, le risque de sa propagation, ses conditions de stabilité mécanique...) que les conséquences sur les autres réacteurs de 900 MWe, notamment la stratégie de contrôle des autres cuves et la justification de celle-ci.

Sur la base de ces éléments qui ont fait l'objet d'une nouvelle analyse pendant le déroulement de l'arrêt de Tricastin 1, lequel a été prolongé jusqu'à ce qu'il soit statué par l'Autorité de sûreté, la SPN a été consultée à nouveau le 22 juin 1999 sur le problème général de la tenue en service des cuves des réacteurs du palier 900 MWe et le cas particulier de la cuve du réacteur Tricastin 1.

Sur la base de l'avis rendu, l'Autorité de sûreté a conclu que la démarche présentée par EDF permettait d'avoir, sous réserve de résultats probants à l'issue des contrôles lors des visites décennales, des assurances sur la tenue des cuves sous l'effet du vieillissement par irradiation jusqu'à 30 ans. Des études complémentaires ont été demandées pour pouvoir se prononcer au-delà de cette échéance, en particulier sur certains aspects du dossier relatif au matériau.

Pour le cas de Tricastin 1, les défauts ont été identifiés comme des défauts issus de conditions métallurgiques et de réalisation défavorables lors de la fabrication (opération de revêtement). Compte tenu des caractéristiques propres à la cuve de Tricastin 1 et de la localisation des défauts, ceux-ci ne posent pas de problème de sûreté à court ou moyen terme.

Le DSIN n'a autorisé le démarrage de Tricastin 1 que sous les conditions suivantes :

- la mise en place d'une consigne de conduite visant à éviter de se rapprocher de la température minimale autorisée de l'eau injectée en cas d'accident. Cela permet ainsi de limiter l'ampleur des sollicitations thermiques auxquelles la cuve pourrait être soumise en cas d'accident ;
- une nouvelle inspection de cette cuve dans un délai de 5 ans maximum contre 10 ans habituellement, afin de confirmer que ces défauts n'évoluent pas.

Les cuves dont les zones sous revêtement des viroles n'ont pas été intégralement contrôlées en exploitation (situation analogue à celle de Tricastin 1 avant sa deuxième visite décennale) le seront d'ici fin 2000.

6 | 4 | 4

Les enceintes de confinement

L'enceinte de confinement (voir § 2|1|6) est réputée non remplaçable. Or, sur les réacteurs de 1300 et 1450 MWe, la paroi interne de la double enceinte a connu, en particulier au niveau de zones singulières, un vieillissement non conforme aux prévisions d'origine. Cette situation a amené une évolution plus rapide que prévu du taux de fuite des enceintes. En conséquence, afin de continuer à satisfaire aux critères d'étanchéité des enceintes, tout en anticipant la poursuite du vieillissement, EDF a mis en place un programme de réparation des parois internes.



Enceinte à double paroi en cours de construction avec mise en place de l'accès matériel (tampon)

Les anomalies constatées sur les enceintes des réacteurs de 1300 et 1450 MWe.

L'épreuve de mise en pression de l'enceinte du réacteur Flamanville 1, réalisée en octobre 1997, a mis en évidence une évolution significative du taux de fuite global depuis la dernière épreuve réalisée en août 1987. Cette évolution trouve son origine principalement dans l'apparition d'un réseau de fissures au niveau de points singuliers de l'enceinte, en particulier le tampon matériel. De telles fissures ont été constatées, depuis, sur les enceintes des réacteurs Flamanville 2, Cattenom 1, 2 et 3, Saint-Alban 1 et 2, Belleville 1 et 2.

Ces anomalies mettent en évidence un vieillissement accéléré des enceintes de Cattenom et Flamanville. Un cas particulier est celui des enceintes des réacteurs de Belleville. En raison des caractéristiques du béton employé et d'anomalies dans sa mise en œuvre, ces enceintes présentaient, dès l'origine, un taux de fuite important.

Si la sûreté du fonctionnement des réacteurs affectés n'est pas remise en cause à court terme, il est apparu indispensable de renforcer la surveillance des enceintes des réacteurs des paliers 1300 MWe et 1450 MWe, en particulier des enceintes sensibles, et de mettre au point des procédés de réparation efficaces.

Ainsi, afin de garantir le respect du critère de fuite des enceintes des réacteurs des paliers 1300 et 1450 MWe, EDF a été amené à mettre en œuvre un ensemble de procédés de réparations pour les enceintes dont le taux de fuite global en épreuve s'était dégradé :

- l'injection de résine ou de coulis de ciment sous pression au niveau des reprises de bétonnage, qui permet d'améliorer l'étanchéité globale de l'enceinte ;
- la pose d'une peau d'étanchéité en matériau composite, afin d'obturer les fissures qui pourraient s'ouvrir lors de la montée en pression de l'enceinte.

Après avoir testé ces réparations sur les enceintes de Cattenom 2 et Flamanville 2 en 1998, EDF a poursuivi en 1999 leur mise en œuvre sur les réacteurs Cattenom 1, Flamanville 1 et Belleville 2. A Cattenom et à Flamanville, seule la zone située autour du tampon d'accès des matériels a été revêtue de la peau d'étanchéité.

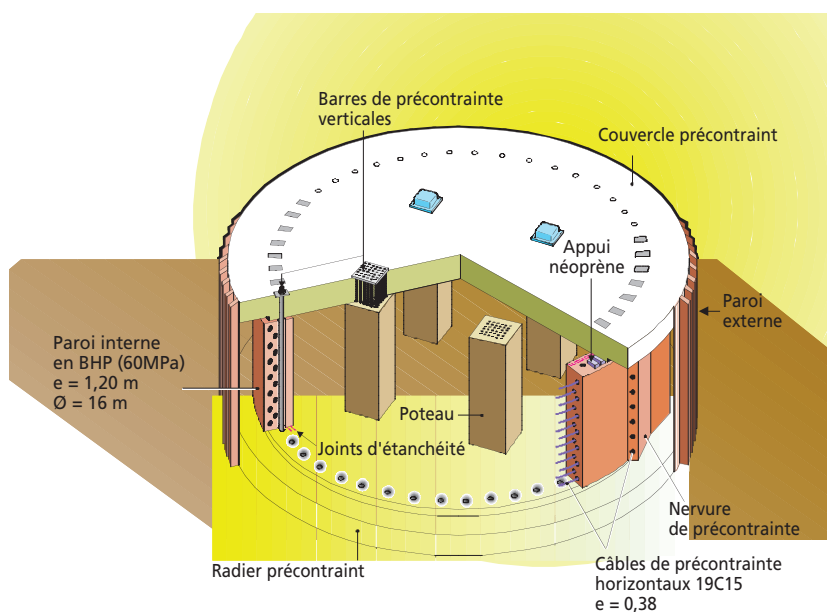
A Belleville 2, les réparations ont été de plus grande ampleur puisque d'autres zones sensibles ont aussi été revêtues ; la peau a ainsi été posée sur 1700 m² environ, soit près de 20 % de la surface totale du parement interne de l'enceinte. De plus, à la fin de l'année 1999, EDF a engagé des réparations d'importance au moins comparable sur l'enceinte de Belleville 1.

L'examen par l'Autorité de sûreté du vieillissement des enceintes de confinement des paliers 1300 MWe et 1450 MWe

La DSIN a demandé, en avril 1999, au Groupe permanent chargé des réacteurs d'examiner l'état général des enceintes sur l'ensemble des réacteurs de 1300 et 1450 MWe, les premières réparations effectuées et leurs résultats, ainsi que le programme de travail d'EDF à long terme.

A la suite des recommandations du Groupe permanent, la DSIN a en particulier demandé à EDF de prévoir, sur toutes les enceintes des réacteurs de 1300 et 1450 MWe, une réparation préventive de la zone située autour du tampon d'accès des matériels, et de présenter un programme de réparation des autres zones singulières des parois internes. La DSIN a par ailleurs souligné la nécessité de ne pas se contenter des résultats des premiers essais de qualification des revêtements effectués par EDF et de compléter la qualification aux conditions accidentelles des produits d'injection et des revêtements.

Dans le cadre des travaux de recherche et développement en cours, le Groupe permanent a été informé des premiers résultats obtenus sur la maquette expérimentale MAEVA.



Présentation générale de la maquette MAEVA

Cette maquette, située sur le site de Civaux, est la reproduction à échelle réduite de la partie courante d'une enceinte de confinement de type N4 ; elle a une hauteur d'environ 5 m (ce qui correspond à deux levées de bétonnage d'une enceinte réelle) pour un diamètre de 16 m (1/3 du diamètre d'une enceinte réelle) et une épaisseur de paroi de 1,20 m (identique à l'épaisseur du voile interne d'une enceinte de type N4). Elle est partiellement recouverte d'une peau d'étanchéité du même type que celle qui est utilisée pour les réparations.

Les tests réalisés sur cette maquette visent principalement, d'une part à étudier en grandeur réelle le comportement d'une peau d'étanchéité, d'autre part à appréhender les phénomènes de fuite d'un mélange d'air et de vapeur d'eau à travers une paroi en béton, dans des conditions représentatives d'une situation accidentelle.

La DSIN a décidé de consulter à nouveau, en 2000, le Groupe permanent chargé des réacteurs pour qu'il se prononce notamment sur la stratégie à long terme pour le traitement des enceintes de confinement, en particulier en ce qui concerne le vieillissement des équipements et structures participant au confinement et la longévité prévisionnelle des réparations aujourd'hui effectuées par EDF.

7 LES REACTEURS EN DEMARRAGE ET EN PROJET

7 | 1

Les réacteurs du palier N4

Le palier N4 comprend quatre réacteurs d'une puissance électrique unitaire de 1450 MWe. Deux des quatre unités du palier N4 sont situées dans le département des Ardennes et constituent la centrale de Chooz B. En 1999, ces deux réacteurs ont poursuivi leur premier cycle de fonctionnement. Les deux autres réacteurs du palier N4 sont situés à Civaux, dans le département de la Vienne. En 1999, EDF a poursuivi les essais de démarrage de ces deux unités, qui ont pour but de vérifier et de calibrer les systèmes constituant le réacteur.

Réacteur 1 de Civaux

À l'arrêt et cœur déchargé depuis l'incident survenu le 12 mai 1998 sur son circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA), le réacteur 1 de Civaux a pu être rechargé, au premier trimestre 1999, après autorisation de la DSIN. Ce réacteur a redémarré en mai et repris ses essais de démarrage. En raison d'un risque de prolifération d'amibes pathogènes dans la partie secondaire de l'installation (voir § 5|3), le réacteur a dû être arrêté pendant une partie de la période estivale. En octobre, la DSIN a délivré à EDF l'autorisation de faire fonctionner ce réacteur à 100 % de puissance nucléaire.

La mise en service industrielle, étape correspondant au transfert complet de l'installation du concepteur vers l'exploitant, interviendra au début de l'année 2000.

Réacteur 2 de Civaux

Le processus de démarrage du réacteur s'est poursuivi en 1999. Au plan réglementaire, ce démarrage a été marqué par l'autorisation de chargement du premier cœur de ce réacteur, accordée par décision des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie en août 1999. Cette décision s'est appuyée en particulier sur les résultats de l'évaluation de sûreté du réacteur 2 de Civaux réalisée par la DSIN et ses appuis techniques, et notamment sur les avis émis par le Groupe permanent d'experts chargés des réacteurs et par la Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression.

Le réacteur 2 de Civaux a obtenu son autorisation de première divergence en novembre 1999 et a commencé son premier cycle d'exploitation. Les prochaines étapes réglementaires sont les autorisations de passage au-delà de 50 % puis au-delà de 90 % de la puissance nominale du réacteur.

La modification des décrets d'autorisation de création des réacteurs du palier N4

Les principales étapes réglementaires du démarrage des réacteurs à eau sous pression sont fixées par le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963. Les échéances associées à chacune des étapes précitées sont précisées dans les décrets d'autorisation de création de chaque réacteur.

Parmi ces étapes, il convient de signaler l'importance que revêt, au plan de la sûreté, la décision de mise en service du réacteur. En effet, cette autorisation confirme l'aptitude du réacteur à fonctionner dans le respect des règles de sûreté et de protection du public et de l'environnement. Elle est prononcée par la DSIN sur la base d'un examen des résultats des essais de démarrage, du retour d'expérience des premiers cycles de fonctionnement et du rapport définitif de sûreté du réacteur.

Les aléas rencontrés lors du démarrage des réacteurs de Chooz B et de Civaux ont allongé de manière significative la période d'essais et de mise au point de certains matériels. Au plan de la sûreté, ces aléas concernent en particulier le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA), les variations de débit d'eau dans la cuve du réacteur et le système de conduite accidentelle informatisée. En outre, EDF a rencontré de nombreuses difficultés dans la mise au point de la nouvelle turbine des réacteurs du palier N4.

Pour ces raisons, EDF a déposé, en février 1999, une demande de modification des décrets d'autorisation de création des quatre réacteurs du palier N4 en vue d'obtenir un report de l'échéance de mise en service de ces installations. A l'issue de la procédure réglementaire, a été signé le décret du 11 juin 1999, autorisant le report de cinq ans de l'échéance de mise en service du réacteur 1 de Chooz B et le report de quatre ans des mises en service des trois autres réacteurs du palier N4.

7 | 2

Le contrôle de la construction

Pour le contrôle de la construction des chaudières, 1999 a été une année calme mais symbolique : symbolique par la signature du dernier PV d'épreuve initiale de chaudière neuve - celui du CPP du réacteur Civaux 2 - mais calme dans la mesure où les activités industrielles de réalisation sont d'ores et déjà terminées. En fait, dans le domaine de la fabrication, le niveau d'activité est essentiellement lié à celui des réalisations des composants de rechange (petites pièces de maintenance courante ou gros composants comme les couvercles et les générateurs de vapeur en maintenance exceptionnelle) destinés au parc nucléaire.

Il faut d'ailleurs garder en mémoire que la disponibilité des capacités industrielles pour ces éléments est un besoin fort pour la sûreté du parc nucléaire, comme le précise le § 6|4|2 sur la remplaçabilité des composants.

Ce contexte a largement été mis à profit pour faire avancer des sujets de fond et de pérennisation des connaissances.

- Les discussions techniques menées dans le cadre de la révision de l'arrêté du 26 février 1974 ont abouti, pour la partie construction, à la rédaction de directives techniques applicables aux CPP et CSP de chaudières neuves. Ces directives techniques, qui auraient vocation à compléter en l'absence de nouveau texte l'arrêté du 26 février 1974, ont été approuvées par la SPN, ouverte pour l'occasion à des experts du GPR, pour donner l'éclairage nécessaire de la sûreté, et à des experts allemands. Ces directives apportent, à la lumière du retour d'expérience accumulé en conception et en fabrication, des compléments en matière d'exigences techniques, une clarification des étapes de la conception et de la justification de celle-ci, des précisions sur la qualification de la réalisation des pièces et enfin des liens plus explicites entre les hypothèses de réalisation et de conception. Une mise en pratique pour de gros composants de rechange est à définir avec les constructeurs dans le courant de l'année 2000.

- Comme il est précisé au chapitre 3 (§ 2|3), le code industriel est un outil essentiel pour obtenir, garantir et pouvoir contrôler la qualité des constructions. Les évolutions du contexte du contrôle et du paysage industriel requièrent que le code s'y adapte afin de constituer une base solide à l'avenir, et ceci quelles que soient les perspectives de construction à court et moyen terme. En 1999, les débats

techniques sur le code RCC-M se sont poursuivis afin de tracer le contour des évolutions à court terme (édition 2000 du RCC-M) et d'identifier les manques à pallier à moyen terme, notamment sur la doctrine de prévention des dommages par fatigue (cf. § 4|1|3).

En 1999, l'activité de contrôle de la construction s'est traduite sur le terrain par 68 visites techniques du BCCN (tous types de construction confondus).

7|3

Les réacteurs du futur

La DSIN a poursuivi en 1999 l'examen des grandes options de sûreté du projet de réacteur EPR (European Pressurized 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 est engagé depuis 1993. Il fait l'objet d'une coopération technique franco-allemande. Jusqu'en 1998, les recommandations émises par les groupes d'experts français et allemand ont été approuvées conjointement par les Autorités de sûreté des deux pays.

Le processus d'examen a amené 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 prend 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.

Les concepteurs ont par ailleurs communiqué des projets de codes de construction qui apportent des compléments aux démonstrations présentées dans le cadre de l'avant-projet détaillé.

Les évaluations réalisées en 1999 ont permis à la DSIN d'établir des recommandations complémentaires sur :

- les règles de classement des systèmes et équipements et les règles d'étude d'accident,
- les règles de construction des circuits primaires et secondaires principaux,
- le traitement des accidents graves,
- le traitement des risques dans les états d'arrêt du réacteur,
- la conception du confinement,
- la conception des systèmes de l'îlot nucléaire,
- la conception de la piscine de désactivation du combustible,
- la conception de la source froide,
- le contrôle-commande,
- les matériels électriques,
- la protection contre le risque d'incendie,
- la radioprotection,
- les rejets, les déchets, le démantèlement.

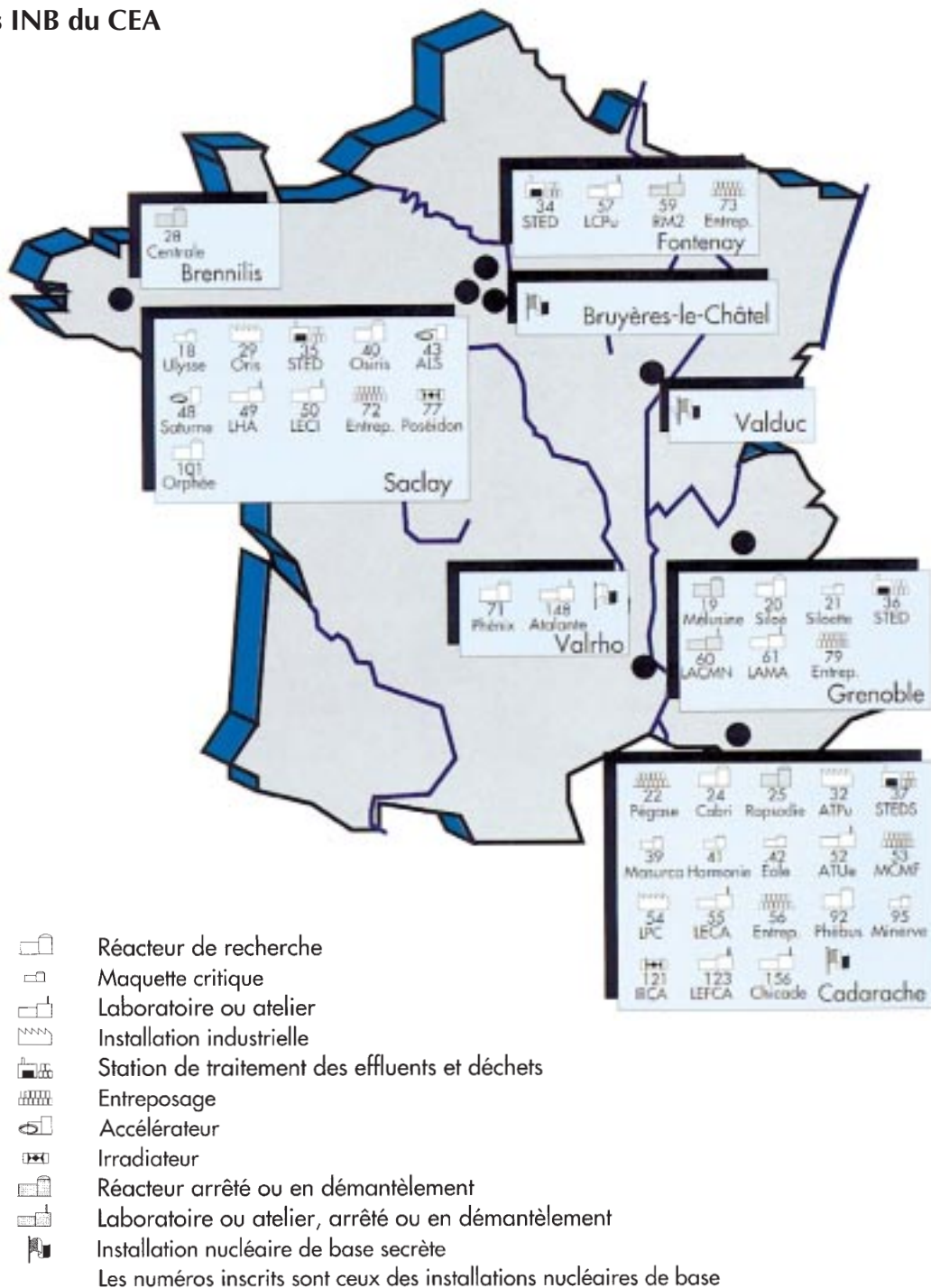
De plus, au second semestre 1999, les concepteurs ont présenté à la DSIN de nouvelles propositions sur plusieurs thèmes, pour lesquels les premiers examens avaient montré le besoin de justifications supplémentaires ou d'amélioration des options retenues. Par exemple, la conception de la source froide a été améliorée, pour permettre une meilleure fiabilité de l'évacuation de la puissance dégagée dans l'enceinte après un accident. Par ailleurs, les concepteurs ont informé la DSIN du niveau de puissance définitif retenu pour le réacteur (1500 MWe) et transmis une évaluation de l'impact de ce choix sur les démonstrations de sûreté du projet.

Sur la base de cette mise au point finale de l'avant-projet détaillé, l'examen par la DSIN des grandes options de sûreté du projet EPR pourrait aboutir à l'échéance du premier trimestre de l'année 2000.

1 LES INSTALLATIONS DU COMMISSARIAT À L'ÉNERGIE ATOMIQUE

Les Centres du Commissariat à l'énergie atomique (CEA) regroupent, entre autres, diverses installations nucléaires de base (réacteurs expérimentaux, laboratoires) qui se consacrent aux activités de recherche et de développement dans le domaine nucléaire. Les recherches portent notamment sur la durée de vie des centrales en service et les réacteurs du futur, sur les performances des combustibles ou encore sur les déchets nucléaires.

Implantation en France des INB du CEA



L'évolution constante des installations, 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'Autorité de sûreté nucléaire 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 paragraphe 1|1 ci-après dresse un état des sujets génériques qui ont marqué l'année 1999. Le paragraphe 1|2 donne, quant à lui, des éléments d'actualité sur la vie des différentes installations en exploitation du CEA. Les installations de traitement et d'entreposage de déchets et les installations en cours d'assainissement ou de démantèlement sont traitées respectivement aux chapitres 10 et 14.

1 | 1

Les sujets génériques

1 | 1 | 1

L'organisation de la sûreté et de la qualité au CEA

En 1991, les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie ont demandé au CEA de renforcer la sûreté et le contrôle des installations nucléaires de base qu'il exploite. En parallèle, l'Autorité de sûreté a demandé la même année à la direction du CEA de lui soumettre un programme d'actions destiné à améliorer l'application de l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des INB, cet arrêté déclinant en termes de qualité les exigences liées à la sûreté des INB.



Depuis 1991, les documents et les bilans fournis par le CEA pour faire suite à ces demandes et aux demandes subséquentes ont fait l'objet d'une attention particulière de l'Autorité de sûreté et de ses appuis techniques afin d'examiner la pertinence des actions proposées et de mesurer les progrès réalisés.

En 1997, l'Autorité de sûreté a demandé au CEA un nouveau bilan de la mise en application de l'organisation de la sûreté et de la qualité, sur la base du retour d'expérience des années récentes. Ce bilan a été transmis en avril 1998. L'Administrateur général du CEA a émis par ailleurs en 1998 deux notes d'instruction générales concernant la sûreté des installations nucléaires. L'un de ces deux documents vise à mettre en place une organisation structurée de contrôle interne des dossiers de sûreté. En parallèle, l'Autorité de sûreté a réalisé une synthèse des inspections qu'elle a menées de 1995 à 1997 dans les installations du CEA sur le thème de la qualité et de la sûreté.

L'ensemble de ces éléments a fait l'objet en 1998 et en 1999 d'une analyse par le Département d'évaluation de sûreté de l'IPSN, enrichie d'une série d'audits dans des INB représentatives. Ce travail a conduit à la rédaction d'un rapport d'évaluation de l'organisation de la sûreté et de la radioprotection mise en place par le CEA par

rapport aux exigences de l'arrêté du 10 août 1984, du fonctionnement de cette organisation depuis 1993 et de son efficacité par rapport aux objectifs de sûreté visés.

Les Groupes permanents d'experts chargés des réacteurs et des laboratoires et usines ont examiné ce rapport d'évaluation le 5 mai.

Pour faire suite à cet examen, l'Autorité de sûreté a pris acte, par lettre du 13 août, des efforts de formation et de diffusion de la culture de sûreté réalisés depuis 1993 au sein du CEA ainsi que du renforcement de l'organisation de sûreté : développement des compétences des équipes d'exploitation des INB et des départements en moyens d'analyse de sûreté, développement des moyens des Centres qui peuvent, à côté des cellules de sûreté, faire appel à des commissions locales de sûreté nouvellement créées, renforcement des moyens centraux de la Direction de la sûreté nucléaire et de la qualité.

Au-delà de ce constat, il a été demandé 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 ou d'installations mises à l'arrêt définitif.

Parallèlement, une réflexion a été engagée par l'Autorité de sûreté 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'Autorité de sûreté.

Cette réflexion a pour dessein de créer 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.

1 | 1 | 2

La gestion des matières nucléaires au CEA

Plusieurs incidents ont révélé en 1997 des défaillances du système de gestion des matières nucléaires du Commissariat à l'énergie atomique.

La similitude de l'origine de ces incidents remet en question l'efficacité du système de gestion des matières nucléaires au CEA. Ce système, d'une part, constitue un maillon essentiel dans le dispositif international de lutte contre la prolifération - contrôlé par le Haut Fonctionnaire de défense du ministère de l'économie, des finances et de l'industrie - et, d'autre part, participe à la sûreté des installations nucléaires de base, notamment pour la maîtrise des risques de criticité et d'exposition externe aux rayonnements ionisants - contrôlée par l'Autorité de sûreté.

Aussi, le Haut Fonctionnaire de défense et le directeur de la sûreté des installations nucléaires ont demandé le 11 août 1997 à l'Administrateur général du CEA d'analyser le système de gestion des matières nucléaires actuellement en vigueur dans son établissement et de mettre en œuvre les mesures correctives nécessaires. En particulier, ils ont demandé qu'un « inventaire point zéro » de toutes les matières détenues soit établi et que les contrôles des matières utilisées en laboratoires pour les études et expérimentations soient renforcés.

Le recensement des matières nucléaires au CEA s'est achevé en juin 1998, sauf pour trois installations nécessitant un délai supplémentaire.

Le 20 décembre 1998, l'Administrateur général du CEA a transmis au directeur de la sûreté des installations nucléaires un rapport global présentant les résultats de ce recensement. Sur plus de 325 000

objets inventoriés, huit anomalies ont été mises en évidence, notamment la confirmation de la perte d'un crayon combustible, probablement évacué au Centre de la Manche, exploité par l'ANDRA, dans des coques de béton contenant des déchets radioactifs. On notera qu'un incident survenu en septembre 1999 (découverte de crayons combustibles non inventoriés au Laboratoire d'étude des combustibles irradiés) a mis en évidence la nécessité de compléter l'inventaire point zéro initial en l'élargissant à des zones qui a priori ne devaient pas contenir de matières nucléaires.

L'opération « point zéro » et le retour d'expérience des incidents de l'été 1997 ont permis au CEA d'actualiser le référentiel des matières nucléaires qu'il détient et de progresser dans la gestion de ses matières nucléaires afin de prévenir à l'avenir les risques de dérive. Le CEA a défini un plan d'action en 11 points conduisant notamment à :

- redéfinir les responsabilités respectives des différents acteurs ;
- définir et appliquer une méthodologie visant à réaliser des inventaires physiques ;
- mettre en place une politique de « ménage » qui permettra de désencombrer les installations et facilitera la gestion des matières nucléaires du CEA.

Pour l'Autorité de sûreté, il conviendra également de vérifier, dans les installations concernées, les dispositions complémentaires au système de gestion des matières nucléaires, nécessaires à une bonne maîtrise des risques de sûreté/criticité et d'exposition aux rayonnements ionisants. Cette approche, sous l'angle de la sûreté, de la gestion des matières nucléaires prend encore plus de signification depuis l'accident de criticité de Tokai-Mura (Japon) le 30 septembre. L'Autorité de sûreté s'assurera en 2000 et les années suivantes que le CEA prend correctement en compte le retour d'expérience de cet accident. Une action de fond a été lancée en ce sens, tant pour ce qui concerne le réexamen des référentiels de sûreté que pour les contrôles dans les INB des procédures en place et de leur mise en application.

1 | 1 | 3

Les suites des incidents d'alimentation électrique

A la suite d'incidents survenus en 1995, la DSIN a demandé au directeur du Centre de Cadarache la réalisation d'un bilan complet de la gestion des alimentations électriques. Ce bilan a été transmis à la DSIN en octobre 1996. Il a été jugé globalement positif, compte tenu des améliorations apportées ou projetées. Néanmoins, la pérennité de ce jugement ne peut reposer que sur un maintien de la fiabilité obtenue.

L'Autorité de sûreté a élargi en 1998 le champ de ses investigations sur le thème de la gestion des alimentations électriques à l'ensemble des installations hors réacteurs de puissance. Une campagne d'inspections a été lancée. Elle a porté sur l'état, la conformité, les essais périodiques et la maintenance des différents composants de l'alimentation électrique normale et de secours (distribution, groupes électrogènes, batteries-onduleurs), ainsi que sur l'organisation mise en place par les exploitants pour gérer l'entretien et les situations dégradées.

Une synthèse de ces inspections a été réalisée en 1999. Elle va conduire l'Autorité de sûreté à demander au début de l'année 2000 aux exploitants nucléaires de mieux identifier, sous deux ans, les équipements électriques importants pour la sûreté, et de mettre en place une démarche d'assurance de la qualité garantissant en permanence le bon état de ces équipements.

1 | 1 | 4

La gestion des déchets et des combustibles sans emploi au CEA

Le CEA est responsable de l'élimination des déchets et des combustibles sans emploi que ses installations produisent dans le cadre de ses activités de recherche. Par essence, ils ont souvent des caractéristiques originales, qui ne les destinent pas aux filières de gestion habituelles, et sont entreposés en attente d'exutoire.

Comme cela est présenté au chapitre 10 (§ 3|1), l'année 1999 a été marquée par une action forte de l'Autorité de sûreté vis-à-vis du CEA sur le thème de la gestion des déchets et des combustibles sans emploi.

Le CEA doit poursuivre, là où cela est nécessaire sur le plan de la sûreté, son programme de modernisation ou de remplacement des installations actuelles d'entreposage et de traitement de déchets et d'effluents devenues trop anciennes. Par ailleurs, le CEA a la responsabilité de conduire aussi promptement que possible les opérations de reprise de déchets anciens présents sur ses sites afin de les reconditionner et de les entreposer sous une forme plus compatible avec les règles de sûreté actuelles.

1 | 1 | 5

La protection contre l'incendie

L'Autorité de sûreté a confié en mars 1996 au Centre technique national et international des APAVE (CETEN-APAVE) la réalisation d'un audit sur la lutte et la protection contre l'incendie dans les installations nucléaires de base du CEA. Cet audit a fait l'objet d'un rapport dont les principales conclusions ont été présentées au CEA en septembre 1997.

A la demande de l'Autorité de sûreté, le CEA a précisé le 5 août 1998 les dispositions envisagées et celles faisant l'objet d'un nouvel examen. La mise en œuvre des mesures d'amélioration devrait s'achever, pour l'ensemble des installations concernées, avant août 2000.

Parallèlement, une série de visites de surveillance sur le thème de la protection contre l'incendie ont été effectuées dans les INB du CEA. Une synthèse en a été réalisée. Des demandes portant sur l'amélioration des pratiques des formations locales de sécurité et des équipes locales de première intervention ont été faites par la DSIN fin 1998.

Une quinzaine de visites de surveillance ont été effectuées en 1999 pour s'assurer de la prise en compte par le CEA de ces demandes

1 | 1 | 6

Les réévaluations de sûreté d'installations anciennes

Beaucoup d'installations du CEA ont été mises en exploitation au début des années 1960. Ces installations, de conception ancienne, voient leurs équipements devenir vétustes. Elles ont également subi des modifications au cours du temps, parfois sans cohérence d'ensemble du point de vue de la sûreté. Aujourd'hui, des dispositions compensatoires sont nécessaires pour rendre satisfaisante la sûreté de ces installations sur le moyen, voire le long terme. Dans certains cas, un remplacement d'installations s'avère nécessaire à très brève échéance. Le projet d'entreposage CEDRA et les projets de stations de traitement d'effluents STELLA et AGATE résultent d'une réflexion de ce type (voir chapitre 10 § 3|1).

C'est dans ce contexte que la DSIN a fait examiner en novembre par le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs la sûreté du réacteur de recherche Osiris. En 2000, les réévaluations de sûreté concerneront le Laboratoire d'examen des combustibles actifs (LECA) et l'installation d'entreposage Pégase.

1 | 1 | 7

Sujets spécifiques concernant les réacteurs expérimentaux

1 | 1 | 7 | 1

Baies SIREX

Depuis le début des années 1990, le CEA a procédé à la rénovation des systèmes de mesures neutroniques équipant certains de ses réacteurs de recherche. Dans ce cadre, les anciens coffrets de traite-

ment analogique du signal délivré par les chaînes d'acquisition ont été remplacés par de nouveaux systèmes numériques dénommés « SIREX » (systèmes d'instrumentation pour réacteurs expérimentaux).

Ces équipements ont été, et demeurent encore aujourd'hui, la cause de nombreuses anomalies pouvant aller jusqu'à provoquer l'arrêt automatique des réacteurs concernés.

Par conséquent, le 2 juillet, la DSIN a demandé au CEA de définir, à l'échelon national, une stratégie de maintenance de ces systèmes et de résorption des problèmes constatés.

1 | 1 | 7 | 2

La gestion des cœurs de réacteurs

Au cours de plusieurs inspections réalisées sur des réacteurs expérimentaux exploités par le CEA, l'Autorité de sûreté nucléaire a constaté que les procédures de chargement des cœurs et d'approche sous-critique n'étaient pas toujours respectées. D'autre part, des différences entre les plans de chargement autorisés et ceux effectivement mis en place, allant parfois au-delà des limites autorisées, ont été constatées à plusieurs reprises. Enfin, sur certains réacteurs, les inspecteurs de l'Autorité de sûreté ont constaté que de telles limites n'étaient pas définies.

La DSIN a écrit aux services centraux du CEA, le 2 novembre, afin de demander l'état du chargement actuel du cœur de chaque réacteur et les écarts par rapport au plan de chargement autorisé. Lorsque cela s'avérait nécessaire, la DSIN a également demandé au CEA de définir des limites quant aux remplacements et aux permutations d'éléments combustibles par rapport à une configuration de cœur autorisée.

1 | 1 | 8

Les demandes d'autorisation de rejets et de prélèvement d'eau

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 installations nucléaires de base, et pour faire suite à la demande de la DSIN, le CEA a lancé un processus de révision de ses autorisations de rejets et de prélèvement d'eau. Au total, le CEA a déposé en 1999 quatre demandes d'autorisation et devrait en déposer une vingtaine d'autres en 2000. Les dossiers déposés sont en cours d'instruction par l'Autorité de sûreté.

Dans le processus d'instruction engagé, l'Autorité de sûreté s'attache à traiter de façon homogène les sites du CEA et à se concerter avec les différents services administratifs concernés (DRIRE, services du Haut Commissaire à l'énergie atomique, Direction générale de la santé...).

Autant que faire se peut, les dossiers de demande déposés par le CEA seront instruits globalement site par site. Le site est en effet une échelle adaptée pour ce qui concerne la gestion des effluents et l'évaluation de l'impact de leur rejet sur l'environnement.

L'Autorité de sûreté souhaite profiter de ce processus pour réduire les limites d'autorisation de rejets à des niveaux cohérents avec les rejets réels des installations. Sur la base de justifications, des marges peuvent être envisagées pour couvrir des besoins liés à des activités futures de recherche qui sont par essence variables. En revanche, en aucun cas il ne pourra être pris en compte des marges destinées à couvrir des situations incidentelles.

1 | 1 | 9

Le traitement du problème informatique de l'an 2000

A la demande de la DSIN, le CEA a présenté les dispositions prises dans ses installations en ce qui concerne les risques associés au passage à l'an 2000 pour les automatismes et plus généralement pour

l'informatique industrielle et le contrôle-commande. Le CEA a recensé et modifié les appareils sensibles. Il a, de plus, mis ses installations en état de « moindre vulnérabilité » le soir du 31 décembre. Enfin, ce soir-là, une organisation spécifique a été mise en place dans chaque Centre ainsi qu'au niveau central.

Deux réunions ont été tenues en mars et juin entre les représentants de la DSIN et de son appui technique l'IPSN, d'une part, et ceux du CEA, d'autre part, pour évaluer le plan d'action mis en place par le CEA et vérifier la bonne prise en compte des risques associés au passage à l'an 2000.

Le CEA a transmis en juillet et octobre les « plans de sauvegarde » établis pour chacune de ses installations. Ceux-ci ont été analysés par le Département d'évaluation de la sûreté de l'IPSN. Les résultats de cette analyse ont montré que les dispositions prises par le CEA étaient satisfaisantes, ce qui a été confirmé par le fait qu'aucun dysfonctionnement ne s'est manifesté lors du changement d'année.

1 | 2

La vie des installations

Cette partie ne traite que des installations de recherche en exploitation. Les installations intervenant dans la gestion des déchets ou les installations en phase d'assainissement et de démantèlement sont traitées respectivement aux chapitres 10 et 14 du présent rapport.

1 | 2 | 1

Le Centre d'études de Cadarache

Le Centre d'études de Cadarache se situe sur la commune de Saint-Paul-lez-Durance, dans le département des Bouches-du-Rhône. Il occupe une superficie de 1600 hectares. La finalité principale des unités implantées sur le site est l'application, au niveau industriel, des recherches et développements dans les domaines des réacteurs de puissance et des combustibles à base d'uranium ou de plutonium. Ceci explique la présence sur ce Centre d'une vingtaine d'INB dont certaines (réacteurs Cabri, Scarabée et Phébus) sont exploitées par l'IPSN pour ses recherches sur la sûreté.



Site du CEA
à Cadarache

• Réacteur Jules Horowitz

La construction sur le Centre de Cadarache de ce nouveau réacteur doit débuter en 2002. Le CEA la juge nécessaire en raison du vieillissement des réacteurs d'irradiation européens actuellement en service et de leur mise à l'arrêt à court ou moyen terme. Ce nouveau réacteur permettra au CEA de couvrir ses besoins en matière de recherche et développement jusqu'en 2050 environ.

Si l'objectif premier du réacteur est très clairement l'irradiation de matériaux et de combustibles en soutien au programme électronucléaire français, un certain nombre de fonctions supplémentaires telles que la production de faisceaux de neutrons ou l'élimination de déchets par transmutation sont à l'étude. De ce fait, plusieurs options techniques découlant plus ou moins directement des choix qui seront effectués quant aux fonctions futures du réacteur restaient encore à confirmer fin 1999.

La DSIN a demandé au CEA de lui présenter les options de sûreté du futur réacteur dès qu'elles seront disponibles, en amont de la procédure d'autorisation.

• Réacteurs Cabri et Scarabée

Le réacteur Cabri, de type piscine, est essentiellement utilisé pour l'étude du comportement des combustibles des filières des réacteurs à neutrons rapides et à eau sous pression soumis à des évolutions rapides de puissance. Le réacteur Scarabée, également de type piscine, est implanté dans le même hall que le réacteur Cabri avec lequel il partage un certain nombre d'auxiliaires. Ce réacteur est déchargé de son cœur depuis 1996. Une décision doit encore être prise concernant son avenir. Ces deux réacteurs sont exploités par l'IPSN.

Depuis 1998, la DSIN a accordé une attention particulière aux actions menées par l'exploitant (études, mesures et travaux) pour trouver l'origine de la venue d'eau constatée un certain temps en 1997 dans la salle des pompes de l'installation et pour découvrir les causes de la légère contamination en tritium mesurée dans un des puits de surveillance situés autour de l'installation.

D'autre part, la DSIN a autorisé le 26 avril la réalisation sur le réacteur Cabri de deux essais mettant en œuvre des aiguilles de combustible annulaires comparables à celles utilisées par le réacteur Superphénix.

• Réacteur Phébus

Le réacteur Phébus, mis en service en 1978 et exploité par l'IPSN, constitue l'un des outils du CEA pour l'étude des accidents pouvant affecter les réacteurs à eau pressurisée.

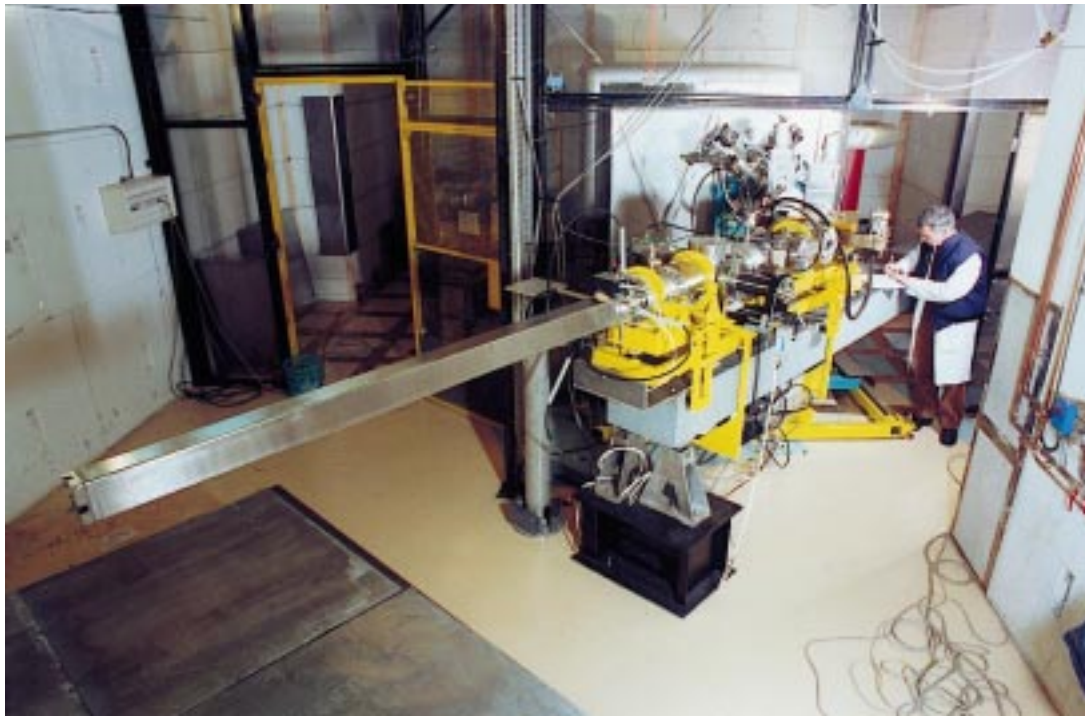
Le programme d'expérimentation « produits de fission » (PF) a pour objectif d'étudier, en cas de fusion du cœur, le comportement et le transport des produits de fission depuis le combustible d'un REP jusqu'à l'environnement, au travers du circuit primaire et de l'enceinte de confinement. Les enseignements tirés de ces expériences permettront de mieux appréhender les conséquences d'un accident grave sur la population et l'environnement. Les expériences consistent à dégrader du combustible d'essai disposé dans une cellule étanche située au centre du cœur du réacteur Phébus. Le programme comporte six expériences, dont deux ont été réalisées en 1993 (FPT0) et en 1996 (FPT1).

En 1999, après examen des programmes de réalisation des deux essais FPT4 et FPT2 par le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs, la DSIN a autorisé, le 21 juillet, la réalisation de l'essai FPT4. Celui-ci s'est déroulé le 22 juillet conformément au programme prévu.

Par ailleurs, la DSIN a demandé à l'exploitant de lui transmettre un certain nombre de précisions concernant l'essai FPT2, dont le déroulement est prévu en 2000.

• Réacteur Masurca

Le réacteur Masurca était destiné aux études neutroniques des cœurs de la filière des réacteurs à neutrons rapides. Il participe désormais aux expériences de transmutation des actinides mineurs, en soutien au réacteur Phénix, et à diverses recherches sur les réacteurs hybrides constitués d'un cœur légèrement sous-critique couplé à un accélérateur de particules.



Réacteur Masurca : projet de couplage de l'Accélérateur de particules GENEPI

Une visite de surveillance a révélé en avril 1999 des anomalies dans le chargement du cœur et les procédures associées (voir § 1|1|7|2).

• Réacteurs Eole et Minerve

Le réacteur Eole, structure d'accueil pour des cœurs expérimentaux de réacteurs à eau légère, dispose, à l'intérieur d'un bloc-pile offrant les protections biologiques autorisant un fonctionnement sous flux élevé, d'une cuve cylindrique pouvant contenir différents types de cœurs et les structures associées.

En 1999, l'exploitant a poursuivi le programme expérimental MISTRAL, engagé en 1996 pour une période de 5 ans, en vue d'étudier le dimensionnement des cœurs de réacteurs à eau légère chargés en totalité de combustible à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium (MOX).

Le réacteur Minerve, situé dans le même hall que le réacteur Eole, est consacré à la mesure des sections efficaces par oscillation des échantillons.

• CHICADE

L'installation CHICADE (chimie, caractérisation de déchets) réalise des travaux de recherche et de développement sur les déchets de faible et de moyenne activité.

Diverses demandes d'autorisation de mise en actif (laboratoires) ou de création d'équipements (enceinte de tri, cellule presse) ont été adressées à la DSIN en 1999 par le CEA. Elles sont en cours d'instruction.

• Magasin de stockage d'uranium enrichi (MCMF)

Encore appelé Magasin central des matières fissiles, le Magasin de stockage d'uranium enrichi et de plutonium est une installation d'entreposage de matières fissiles non irradiées momentanément sans emploi ou en cours de regroupement.

Pour faire suite aux demandes de la DSIN, l'exploitant a réalisé et transmis une refonte de son « référentiel » de sûreté dont l'examen est en cours.

• Laboratoire d'examen des combustibles avancés (LECA)

Le LECA est un laboratoire d'examen destructif et non destructif de combustibles issus des filières rapide, UNGG et REP (notamment du type MOX) et des installations expérimentales de Cadarache. Cette installation a fait l'objet d'une importante rénovation, sa mise en service ayant eu lieu en 1964 et l'exploitant souhaitant pouvoir l'exploiter jusqu'en 2010.

La réévaluation de sûreté de l'installation rénovée sera soumise en 2000 à l'examen du Groupe permanent d'experts chargé des laboratoires et usines. La préparation de cet examen a fait l'objet de nombreuses réunions techniques avec l'exploitant tant en 1998 qu'en 1999.

• Station de traitement, d'assainissement et de reconditionnement (STAR)

STAR est une installation de stabilisation et de reconditionnement en vue du retraitement des combustibles irradiés de la filière UNGG et un laboratoire d'examens destructifs et non destructifs de combustibles de type REP. A terme, il devrait reprendre les activités d'examen réalisées actuellement au LECA. En pratique, STAR constitue actuellement une extension du LECA.

Sa mise en service a été prononcée le 7 septembre par les ministres chargés de l'industrie et de l'environnement, qui ont notifié à l'exploitant des prescriptions techniques révisées tenant compte du retour d'expérience d'exploitation de cette installation.

• Irradiateur de Cadarache (IRCA)

L'installation d'irradiation de Cadarache était destinée à éprouver la résistance à l'irradiation gamma du matériel électrique important pour la sûreté des réacteurs à eau pressurisée. L'installation n'ayant plus fonctionné depuis juin 1995, l'exploitant a décidé son arrêt en mars 1996. Les sources présentes dans l'installation ont été évacuées vers le Centre de Grenoble en avril 1996.

Plusieurs ICPE sont encore néanmoins exploitées dans le périmètre d'IRCA. Le CEA a demandé l'autorisation de les regrouper, d'augmenter la quantité de matière mise en œuvre et de les exploiter dans le cadre d'une unique ICPE dénommée TOTEM. L'arrêté d'autorisation de TOTEM a été signé à la fin de l'année 1999.

• Laboratoire d'étude et de fabrication de combustibles avancés (LEFCA)

Le LEFCA est un laboratoire en charge de la réalisation d'études de base sur le plutonium, l'uranium, les actinides et leurs composés sous toutes leurs formes (alliages, céramiques ou composites) en vue d'une application aux réacteurs nucléaires, de la réalisation d'études hors pile nécessaires à l'interprétation et à la compréhension du comportement des combustibles en réacteur et dans les différentes étapes du cycle, et de la fabrication de capsules ou d'assemblages expérimentaux destinés aux essais d'irradiation.

L'exploitation, suspendue par la DSIN en 1997 à la suite de l'incident ayant mis en évidence un dysfonctionnement de la gestion des matières dans l'installation, a repris partiellement en 1999. Les opérations d'inventaire exhaustif des matières présentes dans l'installation ont fait l'objet d'autorisations successives accordées par l'Autorité de sûreté au fur et à mesure de la réception et de l'analyse des dossiers de sûreté correspondants.

Par ailleurs, le référentiel de sûreté transmis par l'exploitant en décembre 1996 et avril 1997, jugé non recevable en 1998 en ce qui concernait le risque sismique, fera l'objet d'un examen début 2000 par le Groupe permanent d'experts chargé des laboratoires et des usines.

1 | 2 | 2

Le Centre d'études de Fontenay-aux-Roses

Le Centre d'études du CEA est situé sur la commune de Fontenay-aux-Roses, en bordure des communes de Châtillon et du Plessis-Robinson, dans le département des Hauts-de-Seine. Il occupe une superficie de 13,8 hectares.



Site du CEA
à Fontenay-aux-Roses

Ce Centre comprend quatre INB dont les activités de recherche se sont exercées dans les domaines du génie chimique, de la chimie analytique, du stockage de déchets radioactifs et des transuraniens. Le Laboratoire d'étude des combustibles à base de plutonium (RM2) et le Laboratoire de chimie du plutonium sont en cours de démantèlement (voir chapitre 14). Les activités de cette dernière unité ont été transférées à Marcoule dans l'installation Atalante. Seules la station de traitement des effluents et des déchets solides radioactifs et l'installation d'entreposage provisoire des déchets solides radioactifs sont encore en service (voir chapitre 10 § 3 | 1).

Le destin du Centre d'études de Fontenay-aux-Roses est d'être dénucléarisé aux alentours de 2010.

1 | 2 | 3

Le Centre d'études de Grenoble

Le Centre d'études de Grenoble (Isère) est situé dans une zone industrielle au nord-ouest de la ville dans la pointe délimitée par le confluent du Drac et de l'Isère. Il occupe une surface de 128 hectares.

Les principales activités de ce Centre sont la recherche fondamentale et appliquée non nucléaire (physique de l'état condensé, biologie, électronique et matériaux) et la recherche appliquée consacrée au développement des filières des réacteurs nucléaires et orientée principalement vers leur sûreté (aspects thermohydrauliques). Le Centre abrite également une antenne de l'Institut national des sciences et techniques nucléaires (INSTN) dont la mission est l'enseignement.



Site du CEA à Grenoble

• Laboratoire d'analyses de matériaux actifs (LAMA)

Ce laboratoire permet l'étude, après irradiation, de combustibles nucléaires à base d'uranium ou de plutonium et de matériaux de structure des réacteurs nucléaires. Le bâtiment du LAMA comporte en particulier une partie dite de « très haute activité » (THA) constituée par une chaîne de six enceintes en béton baryté et une partie dite de « haute activité » constituée de six cellules blindées au plomb.

Le CEA a déposé en 1999 une demande, en cours d'instruction, de révision des autorisations de rejets et de prélèvement d'eau de cette installation.

• Réacteur Siloette

Le réacteur Siloette, de type piscine et d'une puissance autorisée de 100 kWth, est principalement utilisé pour la formation du personnel des équipes d'exploitation des réacteurs du parc électronucléaire. Ce réacteur devrait rester opérationnel encore quelques années.

1 | 2 | 4

Le Centre d'études de Saclay

Le Centre d'études de Saclay se trouve à environ 20 km de Paris dans le département de l'Essonne. Ce Centre, qui comprend une annexe à l'Orme des Merisiers, occupe une superficie de 200 hectares.

Les activités de ce Centre comprennent :

- la recherche fondamentale (physique, biologie, chimie, métallurgie), s'appuyant sur de nombreux laboratoires utilisant les moyens lourds que sont les réacteurs de recherche et les accélérateurs de particules ;
- la recherche appliquée (étude et développement des réacteurs, séparation isotopique, application des rayonnements ionisants) ;
- l'étude, la fabrication et la commercialisation de radioéléments artificiels.

Le Centre abrite également une antenne de l'Institut national des sciences et techniques nucléaires (INSTN) dont la mission est l'enseignement.

Une Commission locale d'information a été créée par arrêté du président du Conseil général de l'Essonne le 29 décembre 1998. Sa première réunion s'est tenue en février 1999.



Site du CEA à Saclay

• **Laboratoire de haute activité (LHA)**

Le Laboratoire de haute activité (LHA) est constitué de plusieurs laboratoires équipés pour réaliser des travaux de recherche ou de production sur différents radionucléides.

Les travaux entrant dans le programme global d'assainissement de l'installation correspondant à la cessation progressive des activités de R&D se sont poursuivis.

• **Installation de CIS Bio International**

L'installation de CIS Bio International produit des radioéléments à usage biomédical, ainsi que des sources radioactives à usage médical ou industriel.

L'autorisation de mise en actif du laboratoire de conditionnement de sources de strontium 90 et yttrium 90 a été délivrée le 9 août, après une première autorisation temporaire accordée le 30 juillet.

En novembre, l'installation a rejeté à l'atmosphère, de façon non maîtrisée, 0,8 MBq de plomb 201 à la cheminée du fait d'un non-respect des règles générales d'exploitation.

• **Laboratoire d'essais sur combustibles irradiés (LECI)**

Le CEA a décidé de modifier les activités du LECI. Il est prévu de transférer la plus grande partie des activités d'examen de combustibles vers le Centre de Cadarache. Le LECI conservera cependant des capacités d'examen de crayons provenant des réacteurs expérimentaux du Centre de Saclay. Par ailleurs, les moyens nécessaires au développement des expertises du Centre d'études de mécanique et de métallurgie des matériaux irradiés (C3MI) seront installés dans l'INB. Cette implantation va nécessiter l'aménagement de la ligne existante d'enceintes blindées en béton et la création d'une extension qui abritera une nouvelle ligne d'enceintes blindées en plomb où seront implantés les équipements de caractérisation mécanique et de caractérisation de surface de matériaux irradiés hors combustibles fissiles.

Le CEA a déposé en 1997 une demande d'autorisation de modification du LECI. Le projet d'extension constituant une évolution importante de l'installation, les dossiers correspondants ont fait l'objet à la fin de l'année 1998 d'une enquête publique et d'une consultation des services administratifs locaux. Le projet de décret modificatif a reçu l'avis favorable de la CIINB le 10 décembre 1999.

En parallèle, l'Autorité de sûreté a instruit le dossier de demande d'autorisation de rejets et de prélèvement d'eau associé à la modification de cette INB. Un projet d'arrêté interministériel d'autorisation



Laboratoire d'études de combustibles irradiés (LECI)



Projet d'extension du LECI (maquette)

a été préparé en 1999 par l'Autorité de sûreté, en concertation avec les autres services administratifs concernés.

• Réacteur Osiris

Le réacteur Osiris, de type piscine et d'une puissance autorisée de 70 MWth, est principalement destiné à la réalisation d'irradiations technologiques de matériaux de structure et de combustibles pour différentes filières de réacteurs de puissance (notamment les REP), à la production de radioéléments et de silicium dopé, et à l'irradiation d'échantillons pour analyse par activation. Depuis la fin de l'année 1996, le cœur du réacteur est entièrement constitué d'un nouveau combustible de type U_3Si_2Al .

En 1998 et 1999, dans le cadre de la réévaluation de sûreté initiée en 1996 par la DSIN, l'exploitant du réacteur Osiris a procédé à la mise à jour complète du référentiel de sûreté de l'installation ainsi qu'à



Réacteur Osiris :
aéroréfrigérants

l'élaboration d'un dossier traitant des enseignements tirés de l'exploitation du réacteur depuis sa création. Ces documents ont été examinés par le Département d'évaluation de sûreté de l'IPSN, puis en octobre par le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs nucléaires.

• **Réacteur Isis**

Le réacteur Isis constitue la maquette du cœur d'Osiris. D'une puissance limitée à 700 kWth, il permet la réalisation de mesures neutroniques et de dosimétrie ; il est également utilisé pour la neutronographie d'objets divers.

Une visite de surveillance a révélé en octobre 1999 que la gestion du cœur n'était pas conforme aux autorisations accordées à l'exploitant (voir § 1|1|7|2).

• **Réacteur Orphée**

Le réacteur Orphée, d'une puissance autorisée de 14 MWth, est un réacteur de recherche de type piscine. Il est équipé de 9 canaux horizontaux, tangentiels au cœur, permettant l'usage de 20 faisceaux de neutrons. Ces faisceaux sont utilisés par le laboratoire Léon Brillouin (CEA et CNRS) pour réaliser des expériences dans des domaines aussi divers que la physique, la biologie ou la physico-chimie.

Dans le cadre de la réévaluation de sûreté de l'installation, la DSIN a fait part au CEA, en avril 1998, de son accord sur la poursuite de l'exploitation de l'installation et lui a demandé de fournir plusieurs études complémentaires. La fourniture de ces dernières s'est poursuivie en 1999.

• **Réacteur Ulysse**

D'une puissance maximale autorisée de 100 kWth, le réacteur Ulysse est principalement consacré à des activités d'enseignement et à des travaux pratiques.

• **Irradiateur Poseidon**

Exploité par la société CIS Bio International, dans le Centre d'études de Saclay, Poseidon est un ensemble de dispositifs d'irradiation destinés à la recherche ainsi qu'à des applications industrielles concernant notamment la préparation de produits biomédicaux.

1 | 2 | 5

Le Centre d'études de la Vallée du Rhône

Le Centre d'études de la Vallée du Rhône regroupe administrativement les sites de Marcoule (Gard) et de Pierrelatte (Drôme). Les installations non secrètes de ces sites en représentent une faible partie.

• **Atalante**

L'installation Atalante (Atelier alpha et laboratoire pour les analyses de transuraniens et études de retraitement) doit, pour l'essentiel, regrouper les moyens de recherche et de développement du CEA sur les déchets radioactifs de haute activité et le retraitement. Ces activités étaient réparties sur les trois sites de Fontenay-aux-Roses, de Grenoble et de la Vallée du Rhône.

Les travaux de construction des différentes parties nouvelles de l'installation se poursuivent. L'exploitant a été autorisé en février à mettre en actif les chaînes blindées C11 et C12, implantées dans le bâtiment DHA. Il a également été autorisé, en septembre, à modifier partiellement les conditions d'exploitation du magasin d'entreposage des matières. Des mises à jour des prescriptions techniques lui ont également été notifiées.

Le CEA a sollicité un report du délai de mise en service de l'ensemble de l'installation, l'ensemble des équipements de l'installation n'étant pas opérationnel à l'échéance prévue par le décret d'autorisation de création. Le décret autorisant le report du délai a été publié en juillet.

1 | 2 | 6

Le réacteur Phénix

Le réacteur Phénix, construit et exploité par le CEA, est un réacteur de démonstration de la filière dite à neutrons rapides. Il est implanté à côté du Centre de Marcoule (Gard). Sa construction a débuté en 1968 ; sa première divergence a été effectuée le 31 août 1973. Sa puissance nominale est de 563 MWth.

Consacré à la production d'électricité, le réacteur a été parallèlement utilisé comme moyen d'irradiation expérimentale. 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 (programme SPIN). Ces programmes de recherche s'inscrivent dans le cadre de la loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur les déchets radioactifs.



Réacteur Phénix

L'évaluation de l'état de sûreté du réacteur

En 1995, l'Autorité de sûreté a souhaité qu'un point d'ensemble soit fait sur l'état de sûreté du réacteur. Les problèmes à traiter étaient de deux types, classiquement rencontrés dans les installations anciennes :

- les matériels ayant vieilli en service, il convenait 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 devait être réévaluée en conséquence.

La demande de l'Autorité de sûreté a conduit le CEA, d'une part, à effectuer en 1996 et 1997 le remplacement ou la mise en place de certains composants (éléments des tuyauteries principales, réservoirs tampons et collecteurs de sodium des générateurs de vapeur, système d'arrêt complémentaire...) et à réaliser certaines réparations (réservoirs d'expansion des boucles secondaires, pompes primaires...), et, d'autre part, à prévoir des modifications à courte échéance de son installation :

- des contrôles effectués sur les échangeurs intermédiaires ont conduit à prévoir le remplacement de trois d'entre eux, qui dataient de l'ancienne génération, par des appareils neufs, en cours d'achèvement de fabrication ;
- il est par ailleurs apparu souhaitable de vérifier à court terme l'absence, dans les structures de supportage du cœur, de défaut susceptible d'une évolution dangereuse ;
- le réexamen des dommages susceptibles d'affecter les systèmes chargés d'assurer la fonction d'évacuation de la puissance lors de situations accidentelles, telles qu'un séisme ou un grand feu de sodium, a montré la nécessité de procéder à des adaptations (circuits de secours d'évacuation de la puissance en mode fermé) et à des renforcements des structures de certains bâtiments.

A la suite de l'examen en 1997 par l'IPSN et le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs des travaux réalisés en 1997 et des études présentées par le CEA, le DSIN a demandé, par lettre du 9 avril 1998, que l'arrêt du réacteur prévu en 1999, pour épreuves et visites décennales, soit mis à profit pour effectuer un contrôle des structures internes du réacteur et des tuyauteries de générateurs de vapeur et pour réaliser les travaux de remise à niveau sismique des bâtiments ainsi que la construction d'un circuit d'ultime secours pouvant fonctionner en mode fermé. Ces demandes viennent en complément des travaux initialement prévus par le CEA, notamment le remplacement des échangeurs intermédiaires, la révision des soupapes de sûreté vapeur, les épreuves réglementaires des appareils à pression et l'épreuve hydraulique des générateurs de vapeur.

L'arrêt décennal

L'arrêt décennal a débuté à la mi-novembre 1998, en fin de 50^e cycle de fonctionnement, à la suite d'un défaut apparu sur un des échangeurs intermédiaires anciens.

Le programme général de l'arrêt décennal prévu par le CEA a été examiné fin 1998 par l'Autorité de sûreté, qui a veillé à ce que soient bien pris en compte sur chacun des chantiers et sur la globalité du programme les aspects liés à la sûreté et à la qualité.

Les travaux destinés à assurer un renforcement sismique se sont déroulés tout le long de l'année 1999. Ils ont fait l'objet de deux visites de surveillance. L'épreuve hydraulique des générateurs de vapeur s'est déroulée de manière satisfaisante en mai, août et novembre 1999, sous le contrôle de la DRIRE Provence-Alpes-Côte d'Azur.

En avril et juillet, le CEA a présenté à l'Autorité de sûreté les résultats d'expertises obtenus sur certains modules de générateurs de vapeurs, conformément à ce qui lui avait été demandé. Ces expertises ont révélé la présence de fissures qui ont nécessité des études complémentaires. Notamment, le

CEA a dû déposer à la mi-1999 quatre modules de générateurs de vapeur supplémentaires pour examiner le caractère générique des défauts et mieux caractériser le phénomène de fissuration. Les résultats de ces examens font l'objet d'une instruction technique par l'IPSN et le BCCN.

Une visite de surveillance a eu lieu en 1999 pour faire le point sur la construction des échangeurs intermédiaires neufs de remplacement chez le constructeur ABB Alstom Power.

Au mois d'août, les propositions du CEA concernant les modifications à apporter au circuit d'ultime secours utilisé en mode fermé ont été approuvées par le DSIN.

Au mois d'octobre, le DSIN a autorisé l'exploitant à effectuer les opérations de contrôle par ultrasons des soudures non accessibles de la virole conique reliant la cuve principale au platelage de supportage du cœur. Ces contrôles sont destinés à permettre de déterminer la qualité de réalisation des soudures de la virole conique. En amont de cette autorisation, le DSIN a organisé plusieurs réunions techniques avec l'exploitant et a effectué une visite de surveillance à Saclay pour examiner les conditions de développement sur maquettes de la méthode de contrôle.

L'arrêt décennal devrait se poursuivre jusqu'à l'automne 2000.

Le DSIN a formellement approuvé le 2 décembre la révision des règles générales d'exploitation applicables au réacteur durant la période d'arrêt décennal. Ce document était applicable de manière provisoire depuis le 1^{er} octobre 1998.

2 LES AUTRES INSTALLATIONS

Les installations décrites ci-dessous ont fait l'objet d'un suivi générique de la part de l'Autorité de sûreté en ce qui concerne les risques associés au passage à l'an 2000 pour les automatismes et plus généralement pour l'informatique industrielle. Il a été vérifié que les exploitants de ces installations ont pris les dispositions nécessaires pour maîtriser ce risque de façon satisfaisante.

2 | 1

L'Atelier des matériaux irradiés de Chinon

Cette installation, située sur le site de Chinon (Indre-et-Loire), est exploitée par EDF. Elle est essentiellement destinée à la réalisation d'examens et d'expertises sur des éléments combustibles des réacteurs REP et sur des matériaux activés ou contaminés.

Datant du début des années 1960, l'installation est devenue vétuste. De nombreuses modifications réalisées depuis sa conception ont, de plus, compliqué fortement ses systèmes et dispositions liés à la sûreté, lesquels ne répondent plus aux exigences actuelles et futures en la matière.

Deux types de modifications sont prévus :

- la mise en place de mesures compensatoires provisoires ;
- la modification de l'installation afin qu'elle soit opérationnelle jusqu'à l'horizon 2030 (projet « AMI 2030 ») ; cette modification fera l'objet d'une autorisation par décret.

Une visite de surveillance, le 25 mars, a mis en lumière un manque de rigueur en matière de gestion des déchets. L'Autorité de sûreté considère cette situation comme préoccupante. Elle a été à l'origine d'un incident significatif ayant entraîné l'exposition d'agents dans une zone pouvant recevoir du public. Le DSIN a demandé le 12 avril à l'exploitant de réaliser une étude déchets. Un premier projet a été présenté par l'exploitant le 20 décembre lors d'une visite technique de son installation.

2 | 2

Le Laboratoire pour l'utilisation du rayonnement électromagnétique (LURE)

Le Laboratoire pour l'utilisation du rayonnement électromagnétique (LURE) exploite l'accélérateur linéaire d'Orsay (Essonne), installation de production de rayonnement synchrotron et d'un faisceau laser à une énergie supérieure à 1 GeV pour des domaines très divers de recherche.

Après l'examen des mises à jour du rapport de sûreté et des règles générales d'exploitation, transmises respectivement par l'exploitant en décembre 1996 et en juin 1997, le DSIN a prononcé en juillet la mise en service de l'installation, intégrant le laser CLIO.

2 | 3

Les installations de l'Organisation européenne pour la recherche nucléaire

L'Organisation européenne pour la recherche nucléaire (CERN) est une organisation intergouvernementale fondée sur un traité entre Etats, dont la mission est d'exécuter des programmes de recherche à caractère purement scientifique et fondamental concernant les particules de haute énergie. Elle exploite notamment le LEP, accélérateur d'électrons et de positons d'une circonférence de 27 km, situé à proximité de Genève, à cheval sur la frontière franco-helvétique.

La sûreté des installations du LEP est régie par une convention qui lie le Gouvernement français et le CERN. Cette convention précise que les dispositions prévues dans la législation française sur les INB sont appliquées au LEP, et que le représentant désigné par le Gouvernement français pour traiter les questions techniques relatives à la convention est la DSIN. C'est dans ce cadre qu'une inspection a été effectuée par l'Autorité de sûreté les 22 et 23 juin.

Le DSIN a autorisé en septembre une augmentation de l'énergie des faisceaux circulant jusqu'à une énergie de 105 GeV.

Le DSIN a été informée en 1996 du projet de réalisation d'un collisionneur de hadrons (Large Hadron Collider : LHC) qui doit permettre de faire avancer les recherches en physique des particules, en produisant notamment des collisions protons-protons à une énergie de faisceau de 7 TeV. Le LHC est principalement situé dans l'actuel tunnel du LEP, et l'objectif est une mise en service en 2005. Le percement de nouvelles galeries a nécessité la réalisation d'une procédure de déclaration d'utilité publique. Les travaux de génie civil ont également débuté en 1998. Le chantier du LHC s'est poursuivi en 1999.

Une nouvelle convention a été préparée par la DSIN et négociée avec le CERN en 1999 pour couvrir l'exploitation du LHC et le démantèlement du LEP. Un rapport de sûreté préliminaire, transmis en août, est en cours d'examen par l'Autorité de sûreté et son appui technique, l'IPSN.

2 | 4

Le Grand accélérateur national d'ions lourds (GANIL)

Le GANIL, situé à Caen (Calvados) est conçu pour accélérer des ions lourds (du carbone à l'uranium) avec une énergie maximale de 100 MeV par nucléon.

Afin de répondre aux besoins grandissants d'expérimentation en physique et astrophysique nucléaires et en physique du solide, le GANIL engage une modification de son installation, avec notamment la mise en place d'un nouveau cyclotron (projet SPIRAL). La demande de modification a été déposée par l'exploitant en mai 1998 et a fait l'objet d'une instruction administrative. Une enquête publique devrait être lancée en 2000.

Le rapport provisoire de sûreté de l'installation modifiée et les règles générales d'exploitation, transmis respectivement en février et juin 1998, ont fait l'objet d'une instruction technique par l'Autorité de sûreté. Cette instruction a conduit à demander des compléments d'information au GANIL les 31 mai et 6 juillet.

2 | 5

Les installations industrielles d'ionisation

Les installations industrielles d'ionisation sont destinées à assurer le traitement par rayonnement gamma (sources de cobalt 60 principalement) de matériel médical (stérilisation) ou de produits alimentaires. Un ionisateur est constitué d'une casemate en béton dans laquelle ont lieu les opérations d'ionisation. A l'intérieur de cette casemate, les sources sont entreposées dans une piscine. Elles sont extraites de la piscine lors d'une opération d'ionisation. Elles sont replacées dans la piscine lorsque les opérateurs veulent intervenir sans risque d'irradiation dans la casemate.

De telles installations existent à Pouzauges, Osmanville, Marseille, Sablé-sur-Sarthe et Dagneux.

Le DSIN a autorisé le 19 mars la mise en service de l'installation d'ionisation de Sablé-sur-Sarthe.

2 | 6

Le réacteur à haut flux de l'Institut Laue-Langevin

Le réacteur à haut flux (RHF) de l'Institut Laue-Langevin, implanté à Grenoble, constitue une source de neutrons essentiellement utilisée pour des expériences dans le domaine de la physique du solide et de la physique nucléaire. La puissance maximale autorisée du réacteur est de 58,3 MW_{th}. Le cœur du réacteur comporte un seul élément combustible. Une barre de pilotage, se déplaçant dans la virole centrale, et cinq barres de sécurité, placées autour du cœur, permettent de contrôler le fonctionnement du réacteur. Le cœur, refroidi et modéré par de l'eau lourde, est placé dans l'axe d'un bidon réflecteur, lui-même immergé dans une piscine d'eau légère.



Site de Grenoble ESRF et RHF

LES RÉACTEURS EXPÉRIMENTAUX, LES LABORATOIRES ET LES AUTRES INSTALLATIONS

Plusieurs réunions techniques ont été tenues en 1998 et en 1999, pour faire le point sur les dossiers à transmettre dans le cadre de la réévaluation de sûreté du réacteur. Engagée en 1995, cette réévaluation a été à plusieurs reprises différée du fait du retard pris dans la vérification du comportement des bâtiments aux conditions sismiques révisées pour le Centre de Grenoble. La DSIN a demandé à l'exploitant de transmettre les études demandées dans un délai permettant leur examen par le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs avant la fin de l'année 1999, mais cet examen a été de nouveau différé. Les résultats d'études ont commencé à être fournis en novembre. La réunion du Groupe permanent d'experts est attendue pour 2000.

Un exercice de crise concernant le RHF, organisé le 14 décembre, a conduit à simuler une fuite d'eau lourde. Un tel événement, s'il s'était produit, aurait pu conduire à la perte du refroidissement du cœur du RHF. Cet exercice a été l'occasion de mettre en place et de faire jouer l'organisation nationale de crise (voir chapitre 7).

2 | 7

Les ateliers de maintenance

Trois installations nucléaires de base assurent spécifiquement des activités de maintenance nucléaire en France. Il s'agit de :

- l'atelier de la SOMANU (Société de maintenance nucléaire) à Maubeuge (Nord), qui est spécialisé dans la réparation, l'entretien et l'expertise de matériels provenant principalement du circuit primaire des réacteurs à eau sous pression et de ses auxiliaires, à l'exclusion d'éléments combustibles ;
- la Société auxiliaire du Tricastin (SOCATRI) située à Bollène (Vaucluse), qui, outre d'importantes activités non nucléaires, assure des activités de maintenance, d'entreposage et d'assainissement de matériels provenant de l'industrie nucléaire. En particulier, la SOCATRI exerce des activités de chaudronnerie sur des matériels provenant de l'usine Eurodif et assure la récupération de l'uranium sur les matériels qu'elle traite et dans des solutions uranifères provenant d'autres installations. L'entreposage des couvercles de cuves de réacteurs à eau sous pression qui ont été retirés du service est également assuré dans un bâtiment de la SOCATRI ;
- la Base chaude opérationnelle du Tricastin (BCOT), également située à Bollène, qui effectue des opérations de maintenance et d'entreposage de matériels contaminés des REP, à l'exclusion des éléments combustibles. Les expertises des couvercles de cuves retirés du service sont effectuées à la BCOT. Des robots effectuent diverses opérations, dont des prélèvements destinés à analyser les causes de la fissuration des traversées de ces couvercles qui a justifié leur retrait du service.

A la BCOT, le programme d'expertise pluriannuel sur les couvercles de cuve (ressuage des soudures, des traversées et contrôle télévisuel des soudures des adaptateurs sous le dôme) s'est achevé cette année par l'expertise du couvercle de Fessenheim 2.

A la SOMANU, l'exposition du personnel, qui respectait déjà la réglementation en vigueur, a été réduite d'un facteur significatif (20 à 30 %) à la suite d'une campagne de sensibilisation et de la mise en place d'écrans autour des postes de travail.

L'atelier de traitement de surface, situé dans la partie non nucléaire de l'installation de la SOCATRI à Bollène, a été à l'origine en 1998 d'une pollution de la nappe phréatique par du chrome hexavalent. Cette pollution chimique est due à des infiltrations de solutions chargées en chrome utilisées dans l'atelier de traitement de surface, en raison de fuites sur les bacs de rétention des équipements de procédé. L'Autorité de sûreté a suivi en 1999 les opérations d'assainissement ordonnées l'année précédente par arrêté préfectoral. Ces opérations visent à pomper les eaux de la nappe pour les dépolluer par un système de traitement sur résines échangeuses d'ions.

En avril, la SOCATRI a été autorisée à mettre en œuvre une filière industrielle de valorisation, dans une aciérie classique, de ferrailles décontaminées et contrôlées par ses soins, issues d'activités de maintenance et de démantèlement de matériels provenant de l'industrie nucléaire. Ces ferrailles seront utilisées pour la production d'aciers spéciaux de constructions mécaniques, d'aciers pour roulements et d'aciers pour ressorts pour l'industrie automobile, les armées et la boulonnerie.

En décembre, enfin, a été prononcée la mise en service de la SOCATRI par les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, qui ont également notifié à l'exploitant une version révisée des prescriptions techniques applicables à l'installation.

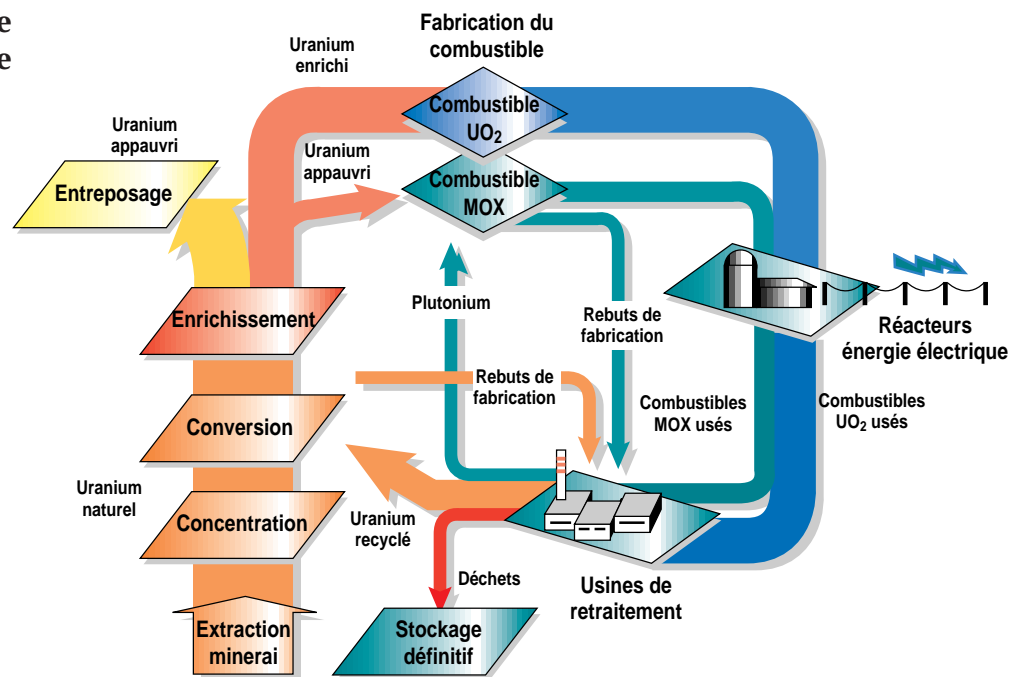
3 PERSPECTIVES

Les exploitants d'installations nucléaires de base dont la vocation est la recherche se trouvent dans une situation particulière : d'une part, ils doivent obéir à des contraintes strictes afin d'obtenir un niveau de sûreté satisfaisant, et d'autre part, ils doivent satisfaire des chercheurs qui aspirent à toujours plus de souplesse dans le cadre de leur travail. Dans ce contexte, les exploitants sont souvent amenés à demander des autorisations ponctuelles pour réaliser des expériences et des modifications d'installations non prévues dans le référentiel de sûreté initial de leur installation. L'élaboration de ces demandes par les exploitants et leur instruction par l'Autorité de sûreté sont coûteuses en moyens humains, qui pourraient être alloués à d'autres actions liées à la sûreté (surveillance, retour d'expérience...).

Une réflexion a été engagée par l'Autorité de sûreté afin de développer le cadre formel qui permettra de répondre à cette problématique. En particulier, il apparaît nécessaire de définir précisément des domaines de fonctionnement autorisé enveloppes, qui permettent de couvrir le mieux possible les besoins des chercheurs tout en assurant un niveau de sûreté satisfaisant. En outre, il convient que les exploitants puissent mettre en place dans leurs organisations internes des systèmes de contrôle indépendants des lignes opérationnelles. C'est à ce prix qu'il sera possible à l'Autorité de sûreté de laisser les chercheurs évoluer en fonction de leurs besoins dans les domaines de fonctionnement autorisés.

Une autre spécificité des installations de recherche est le caractère bien souvent unique de chacune d'entre elles, par opposition aux réacteurs de puissance français qui appartiennent tous à une même filière et se prêtent ainsi à des traitements génériques. L'Autorité de sûreté s'attache néanmoins à développer des approches transverses de suivi et d'analyse du retour d'expérience. Cette année, l'accent a notamment été mis sur la gestion des matières nucléaires, la radioprotection, la gestion des déchets et la gestion des effluents.

Le cycle du combustible



La fabrication du combustible puis le retraitement de celui-ci à l'issue de son passage dans les réacteurs nucléaires constituent le cycle du combustible. Le cycle débute avec l'extraction du minerai d'uranium et s'achève avec le stockage des divers déchets radioactifs provenant des combustibles irradiés ou de l'ensemble des opérations industrielles mettant en œuvre des matières radioactives.

Le minerai d'uranium est extrait, puis purifié et concentré sous forme de « yellow cake » sur les sites miniers. Les installations en cause mettent en œuvre de l'uranium naturel dont la teneur en uranium 235 est de l'ordre de 0,7 %. Elles ne sont pas réglementées au titre des INB.

La plupart des réacteurs dans le monde mettent en œuvre de l'uranium légèrement enrichi en uranium 235. La filière des REP nécessite, par exemple, de l'uranium enrichi entre 3 et 4 %. Préalablement à l'enrichissement, le concentré solide est transformé en hexafluorure d'uranium gazeux au cours de l'opération dite de conversion. Cette opération est réalisée par les établissements Comurhex de Malvési (Aude) et de Pierrelatte (Drôme).

Dans l'usine Eurodif du Tricastin, l'hexafluorure d'uranium est séparé par un procédé de diffusion gazeuse en deux flux, l'un relativement riche en uranium 235, l'autre appauvri.

L'hexafluorure d'uranium enrichi est ensuite transformé en oxyde d'uranium pour permettre la fabrication des assemblages de combustible dans les usines de FBFC. Les assemblages sont alors introduits dans le cœur du réacteur où ils délivrent de l'énergie par fission des noyaux d'uranium 235.

Après une période de l'ordre de trois ans, le combustible utilisé est extrait du réacteur pour refroidir en piscine, d'abord sur le site de la centrale, puis dans l'usine de retraitement COGEMA de La Hague.

Dans cette usine, l'uranium et le plutonium des combustibles usés sont séparés des produits de fission et des autres actinides. L'uranium et le plutonium sont conditionnés en vue de leur entreposage provisoire pour une réutilisation ultérieure. Les déchets radioactifs sont stockés en surface, pour les moins actifs d'entre eux, ou entreposés dans l'attente d'une solution définitive de stockage.

Le plutonium issu du retraitement peut être utilisé pour fabriquer du combustible pour les réacteurs à neutrons rapides à l'ATPu de Cadarache, ou du combustible MOX (mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium), utilisé dans des REP de 900 MWe du parc français, à l'atelier ATPu ou dans l'usine MELOX de Marcoule.

La grande majorité des usines du cycle fait partie du groupe COGEMA. Il faut toutefois noter que les usines de fabrication de combustibles à base d'uranium sont exploitées par FBFC, filiale commune de Framatome et de COGEMA.

Flux de l'industrie du cycle du combustible

| Installation | Produit traité | Produit élaboré |
|---|---|--|
| Comurhex (Pierrelatte) | Nitrate d'uranyle (uranium de retraitement) | UF ₄ : 62 tonnes U ₃ O ₈ : 207 tonnes |
| COGEMA (Pierrelatte) Atelier TU5 Usine W | Nitrate d'uranyle (uranium de retraitement) UF ₆ (uranium appauvri) Total entreposé sur parc | U ₃ O ₈ : 1077 tonnes |
| Eurodif (Pierrelatte) | UF ₆ (uranium naturel) : 17785 tonnes | U ₃ O ₈ : 15566 tonnes U ₃ O ₈ : 100735 tonnes UF ₆ (uranium appauvri) : 16541 tonnes UF ₆ (uranium enrichi) : 1826 tonnes |
| FBFC (Romans) | UF ₆ (uranium enrichi) : 889,7 tonnes UF ₆ (uranium de retraitement enrichi) : 46,4 tonnes | UO ₂ (éléments combustibles) : 560,9 tonnes UO ₂ (URE-éléments combustibles) : 47,9 tonnes Poudre UO ₂ : 326,1 tonnes |
| ATPu (Cadarache) | UO ₂ (uranium appauvri) : 45,7 tonnes PuO ₂ : 3,4 tonnes | MOX (crayons combustibles) : 45,6 tonnes Combustible pour Phénix : 1,5 tonnes |
| MELOX (Marcoule) | UO ₂ (uranium appauvri) : 112,5 tonnes PuO ₂ : 8,2 tonnes | MOX (éléments combustibles) : 115 tonnes |
| COGEMA (La Hague) | Eléments combustibles irradiés Tonnage traité : UP3 : 713 tonnes UP2 800 : 849 tonnes Eléments combustibles irradiés déchargés en piscine : 967 tonnes | Colis de déchets vitrifiés produits UP3 : 358 conteneurs UP2 800 : 267 conteneurs PuO ₂ : 14,7 tonnes Nitrate d'uranyle : 3800 m ³ |

1 LES PRINCIPAUX DOSSIERS COMMUNS AUX INSTALLATIONS

1 | 1

La cohérence du cycle

Dans le cadre de l'amélioration des performances des réacteurs en exploitation, EDF est amené à présenter à la DSIN, pour autorisation, la mise en œuvre de nouvelles gestions des assemblages combustibles chargés en réacteurs.

EDF en tant que donneur d'ordre d'ensemble se doit de connaître les contraintes techniques et administratives du cycle du combustible, afin de rendre possibles les anticipations nécessaires : traitement

LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

des matières à mettre en œuvre, fabrication des combustibles, introduction en réacteur, transport des matières, évacuation des combustibles irradiés, réception et entreposage, retraitement éventuel, rejets d'effluents, gestion des déchets..

La DSIN contrôle la cohérence de ces évolutions des combustibles avec les textes applicables aux installations du cycle du combustible et au transport de matières radioactives et fissiles : les décrets d'autorisation de création des installations, les arrêtés d'autorisation de rejets liquides et gazeux et de prélèvements d'eau, les prescriptions techniques et la réglementation du transport des matières radioactives.

Il convient, à titre d'évaluation prospective, qu'EDF apporte en liaison avec les industriels du cycle du combustible les éléments concernant la compatibilité entre les évolutions des caractéristiques des combustibles ou de la gestion des combustibles irradiés et les évolutions des installations du cycle.

Ainsi, la DSIN a demandé à EDF de présenter, au cours du dernier trimestre 1999, un dossier de sûreté relatif à l'impact sur les installations du cycle des évolutions envisagées en considérant :

- les quantités de matières radioactives entreposées issues des gestions des combustibles passées ;
- les gestions actuelles qui pourraient nécessiter une révision du référentiel de sûreté des installations du cycle du combustible, voire des modifications de ces installations ;
- les assemblages combustibles dont les matériaux de structure ou de gainage des crayons diffèrent de ceux pris en compte dans les études de sûreté des installations du cycle ;
- les hypothèses concernant les nouvelles gestions des combustibles et les nouveaux produits dont la mise en œuvre est prévue dans les dix prochaines années ;
- les hypothèses de gestion des combustibles usés déchargés ;
- les conséquences de ces gestions et hypothèses de gestion entre 2000 et 2010 d'une part, au-delà de 2010 d'autre part, pour les sous-produits et les déchets résultant de la fabrication et du traitement des combustibles (entreposage ou stockage éventuel, ainsi que les possibilités de traitement et les filières associées).

Pour l'Autorité de sûreté, l'objectif est, avec cette démarche d'évaluation prospective à 10 ans, de s'assurer du caractère non rédhibitoire des options présentées par les exploitants. A cet effet l'Autorité de sûreté veut identifier dès maintenant les points pour lesquels des justifications seront à compléter ou des demandes d'autorisation à déposer, le cas échéant et le moment venu, par les exploitants.

Le dossier demandé sera examiné au cours de l'année 2000 par les Groupes permanents d'experts chargés respectivement des installations nucléaires de base autres que les réacteurs nucléaires et des installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs. Les membres du Groupe permanent chargé des réacteurs seront invités.

1 | 2

La reprise des déchets anciens de La Hague

Contrairement aux usines nouvelles UP2 800 et UP3, la majeure partie des déchets produits pendant le fonctionnement de l'usine UP2 400 a été entreposée sans conditionnement définitif. A la demande de la DSIN, un dossier présentant le programme de reprise des déchets anciens encore entreposés sur le site sans conditionnement a été transmis par COGEMA.

A la suite de l'examen de ce dossier par les Groupes permanents chargé des usines et des déchets à la fin de l'année 1998, la DSIN a demandé à COGEMA, par lettre du 27 janvier 1999 :

- d'entreprendre la reprise des déchets du silo HAO au plus tôt et de présenter sous un an les scénarios envisageables pour satisfaire cet objectif ;
- d'entreprendre la reprise des boues entreposées dans les silos STE2 au plus tôt et de présenter, au plus tard en 2002, l'ensemble des éléments démontrant l'adéquation du procédé de bitumage, ou d'un autre procédé, au cas des boues STE2, dans la perspective de débiter les opérations de reprise et de conditionnement de ces boues dès 2005 ;

- d'entreprendre la reprise des déchets du silo du bâtiment 130 au plus tôt ;
- de présenter, dans les meilleurs délais, des engagements fermes sur l'échéance de démarrage des opérations de reprise, tri et conditionnement de l'ensemble des autres déchets générés par l'exploitation de l'usine UP2 400 ;



Etablissement COGEMA de La Hague :
installation d'entreposage de déchets

- de transmettre, sous un an, les calendriers prévisionnels des opérations de reprise et de conditionnement, avec les actions associées de R&D, pour l'ensemble des déchets générés lors des opérations de retraitement conduites dans l'usine UP2 400 ;

- de transmettre un bilan annuel faisant apparaître l'état d'avancement de la reprise et du conditionnement de ces déchets, celui des actions associées, ainsi qu'une actualisation des calendriers

Si le chantier de reprise des déchets des tranchées de la zone nord-ouest, terminé en 1997, a permis le reconditionnement d'environ 8000 m³ de déchets, et si la majeure partie des produits de fission, qui représentaient 95 % environ de l'activité de tous les déchets anciens, a été vitrifiée dans l'atelier R7 à partir de sa mise en service en 1989, des programmes complémentaires doivent aboutir pour permettre de mener à leur terme la reprise, le tri et le conditionnement de tous les déchets anciens du site de La Hague.

A cet égard, la DSIN juge que la reprise des déchets du silo HAO, des silos de l'installation STE2 et du silo 130 constituent une des priorités de sûreté de l'établissement COGEMA de La Hague. La DSIN attend notamment des engagements fermes de l'exploitant quant à l'arrêt définitif de l'exploitation de l'atelier HAO, dans lequel aucune campagne n'a été réalisée durant l'année 1999.

1 | 3

La révision des autorisations de rejets

L'Autorité de sûreté a entamé la révision de certaines autorisations de rejets, pour corriger trois types de situations insatisfaisantes :

- les installations anciennes dont la demande d'autorisation à titre de régularisation n'a pas été instruite complètement par l'administration et dont les rejets sont contrôlés sur une base contractuelle : ceci est le cas de l'établissement SICN de Veurey ;
- les installations qui font transiter leurs rejets par des stations d'épuration appartenant à d'autres exploitants nucléaires et ne disposent pas d'une autorisation de rejets qui leur soit propre : ceci est le cas des usines Eurodif et Comurhex ;
- les installations dont les autorisations de rejets sont, en tout ou partie, disproportionnées par rapport à leurs possibilités techniques et leurs rejets réels, ou qui ne permettent pas les évolutions prévisibles : ceci est le cas des établissements COGEMA de La Hague et FBFC de Romans.

La première version du dossier de demande d'autorisation de rejet d'effluents radioactifs liquides et gazeux de la société SICN ayant été jugée irrecevable, l'exploitant a élaboré puis transmis en mars 1999 une version révisée. La procédure d'examen de cette demande renouvelée, en application du décret n° 95-540 du 4 mai 1995, a été relancée.

Les responsables des installations de Comurhex et d'Eurodif (Pierrelatte) avaient présenté à l'administration un projet de dossier de demande d'autorisation de rejets en juillet 1997. Pour ces deux installations, l'Autorité de sûreté avait jugé en 1998 les projets de dossiers non recevables en l'état. Aussi les exploitants ont présenté un dossier modifié au milieu de l'année 1999, en liaison avec l'exploitant de la Société auxiliaire du Tricastin (SOCATRI) de manière à évaluer l'impact total des rejets des installations du site de Pierrelatte sur l'environnement. A la suite d'un avis émis par la Direction de la prévention de la pollution et des risques, la DSIN a demandé aux responsables de la société Comurhex de distinguer plus nettement dans le dossier de demande les prélèvements et rejets rentrant dans le champ du décret du 4 mai 1995 de ceux qui concernent des ICPE non situées dans le périmètre des INB, non assujetties à ce décret.

Les révisions des autorisations de rejets de COGEMA La Hague doivent avoir lieu dans le cadre de la procédure plus générale de la révision des décrets d'autorisation de création de cet établissement (voir § 2 | 4 | 7).

L'instruction de la demande de la société FBFC de Romans s'est poursuivie au niveau local avec l'examen du projet d'arrêté le 8 juillet 1999 par le Comité départemental d'hygiène qui a rendu un avis favorable. En conséquence, ce projet d'arrêté a été soumis à la signature des ministres.



Canal de Donzère-Mondragon (rejets d'effluents liquides des installations du site du Tricastin)

1 | 4

La gestion des incidents et le retour d'expérience

La détection et le traitement des anomalies et incidents survenus dans l'exploitation journalière des installations jouent un rôle fondamental en matière de sûreté. Les enseignements tirés de la correction de ces événements permettent de préciser de nouvelles exigences pour les éléments importants pour la sûreté et de nouvelles règles de fonctionnement pour les activités concernées par la qualité. L'exploitant doit donc mettre en place pour son installation un système fiable de détection, de correction et de prise en compte des événements intéressant la sûreté.

La DSIN a défini une catégorie d'événements appelés « incidents significatifs », suffisamment importants du point de vue de la sûreté pour qu'ils fassent l'objet d'une déclaration immédiate à l'Autorité de sûreté puis, ultérieurement, d'un compte rendu détaillé, présentant les conclusions tirées de l'analyse de l'incident et les mesures correctives et préventives prises pour améliorer la sûreté.

Le tableau suivant présente l'évolution du nombre d'incidents significatifs déclarés dans les installations du cycle du combustible.

| | Amont du cycle | Aval du cycle |
|---|----------------|---------------|
| Nombre d'incidents déclarés depuis 1995 | 113 | 53 |
| Nombre d'incidents déclarés en 1999 | 49 | 17 |
| Dont classés au niveau 1 en 1999 | 3 | 4 |

En 1999, il peut être noté une multiplication d'incidents de faible gravité sur l'usine d'enrichissement Eurodif sur laquelle des travaux de réparation des échangeurs eau/UF₆ ont été engagés.

Par ailleurs, une différence d'appréciation sur les critères de déclaration a conduit dans un certain nombre de cas l'Autorité de sûreté à demander à COGEMA de lui déclarer comme significatifs des événements détectés lors d'inspections ou dans les rapports mensuels d'activité. Pour limiter cette divergence d'appréciation, la DSIN a demandé à COGEMA d'établir un protocole de déclaration des incidents significatifs, traduisant en termes d'exploitation les critères de déclaration fixés par les prescriptions techniques qui lui sont imposées par lettres ministérielles. Le suivi de cette action a été confié à la DIN de Basse-Normandie.

Le projet de protocole élaboré devrait être signé et mis en application pour une période probatoire au début de l'année 2000.

1 | 5

Le retour d'expérience de l'accident de criticité de Tokai-Mura (Japon)

Un accident de criticité s'est produit au Japon le jeudi 30 septembre dans une usine de traitement d'uranium située à Tokai-Mura, à environ 120 kilomètres au nord-est de Tokyo. Cette usine appartient à la Japan Nuclear Fuels Conversion Company (JCO); elle effectue la conversion en oxyde d'uranium (UO₂) d'hexafluorure d'uranium (UF₆) enrichi en uranium 235, en vue de la fabrication de combustible nucléaire. La conversion est réalisée par un procédé en « voie humide » : l'uranium, sous forme d'UF₆ gazeux à l'origine, est transformé en présence d'eau, puis d'ammoniaque avant d'être calciné dans un four pour obtenir de la poudre d'oxyde d'uranium.



Atelier de conversion de l'usine JCO à Tokai-Mura (Japon)

D'après les informations fournies par l'Autorité de sûreté japonaise, l'accident a concerné de l'uranium enrichi à 18,8 %. Les opérateurs, non sensibilisés au risque de criticité, n'auraient pas appliqué les procédures établies par JCO, par ailleurs non soumises à l'Autorité de sûreté japonaise, qui n'a pas effectué d'inspection de cette installation depuis mars 1995.

Trois opérateurs ont été particulièrement exposés aux rayonnements émis lors de cet accident ; les informations les concernant font état de symptômes laissant supposer qu'ils ont subi une très forte irradiation ; l'un d'eux est décédé vers la fin de l'année 1999. En raison du débit de dose élevé à l'environnement du site (maximum de 0,84 mSv/h pour le rayonnement gamma et 4,5 mSv/h pour le rayonnement neutron), les autorités japonaises ont fait évacuer 150 personnes dans un rayon de 200 mètres autour de l'usine et ont conseillé à plusieurs centaines de milliers d'habitants dans un rayon de 10 kilomètres de rester chez eux.

En France, les installations nucléaires mettant en œuvre de l'uranium sont inspectées très régulièrement et soumettent leurs règles d'exploitation à l'Autorité de sûreté. De plus, la conversion de l' UF_6 en UO_2 dans les usines françaises de fabrication de combustible est effectuée par un procédé en « voie sèche » : l' UF_6 gazeux est transformé directement en poudre d' UO_2 dans un four en température, par action de vapeur d'eau et d'hydrogène gazeux.

Néanmoins certaines parties des installations françaises mettent en œuvre de l'uranium avec un traitement par voie humide : c'est par exemple le cas pour le traitement des rebuts de fabrication des usines FBFC et CERCA à Romans-sur-Isère (Drôme).

Aussi l'Autorité de sûreté a décidé d'entamer à la suite de cet accident un programme d'inspections réactives sur les installations françaises utilisant en partie un traitement par voie humide. Les inspections permettent d'examiner les points suivants : organisation de l'installation pour le risque de criticité, formation et habilitation des opérateurs, création et modification des procédures, respect des procédures en exploitation, conduite en situation dégradée, conduite accidentelle, exercice d'évacuation du site.

Par ailleurs une inspection de revue de l'établissement COGEMA de La Hague sur le thème de la criticité est prévue au cours de l'année 2000.

1 | 6

Le traitement du problème informatique de l'an 2000

A la demande de la DSIN, les exploitants des installations du cycle ont présenté les dispositions prises dans leurs installations en ce qui concerne les risques associés au passage à l'an 2000 pour les automatismes et plus généralement pour l'informatique industrielle et le contrôle-commande. Les exploitants ont recensé et modifié les appareils sensibles.

A l'exception de l'usine d'enrichissement de l'uranium Eurodif conçue pour fonctionner en continu, les activités de production ont été mises à l'arrêt comme chaque fin d'année. De plus, une organisation spécifique a été mise en place dans chaque installation ainsi qu'au niveau central du groupe COGEMA.

Les « plans de sauvegarde » établis pour chacune des installations du cycle du combustible ont été analysés par le Département d'évaluation de la sûreté de l'IPSN. Les résultats de cette analyse ont montré que les dispositions prises par les exploitants étaient satisfaisantes, ce qui a été confirmé par le fait qu'aucun dysfonctionnement ne s'est manifesté lors du changement d'année.

2 LES PRINCIPALES INSTALLATIONS

2 | 1

Les usines de conversion et de traitement de l'uranium

2 | 1 | 1

L'usine de préparation d'hexafluorure d'uranium (Comurhex)

L'usine Comurhex de Pierrelatte est destinée à fabriquer de l'hexafluorure d'uranium à partir d'uranium naturel, pour sa partie ICPE, ou à partir d'uranium de retraitement, pour sa partie INB. Cette dernière est principalement constituée de deux ateliers :

- la structure 2000, qui transforme le nitrate d'uranyle de retraitement en UF_4 ou en U_3O_8 ;
- la structure 2450, qui transforme l' UF_4 provenant de la structure 2000 en UF_6 . Cet UF_6 est destiné au réenrichissement de l'uranium de retraitement en vue de son recyclage en réacteur. L'oxyde d'uranium U_3O_8 qui peut être produit dans la structure 2000 a la même destination que celui produit à TU5.

La structure 2000 a été modifiée en 1995 par la création d'une deuxième ligne de précipitation-filtration en parallèle à celle existante afin d'accroître la capacité de production d' U_3O_8 de teneur isotopique maximale en U_{235} de 1 %, jusqu'à atteindre 900 tonnes d'uranium par an.

Autorisations

En 1999, la DSIN a autorisé :

- l'installation d'un dévésiculeur sur le circuit des effluents gazeux de procédé de l'atelier de conversion de la structure 2000 ;
- le démontage du four 2001 d'hydrofluoration de l'atelier de conversion de la structure 2000, et son remplacement par un four en provenance des Ateliers de traitement de l'uranium enrichi de Cadarache ;
- l'utilisation du dépoussiéreur F2003 et du réservoir d'azote associé R2007 pour de l'uranium à teneur isotopique en U_{235} inférieure à 2,25 %.

Péremption de l'autorisation de création de l'INB 150

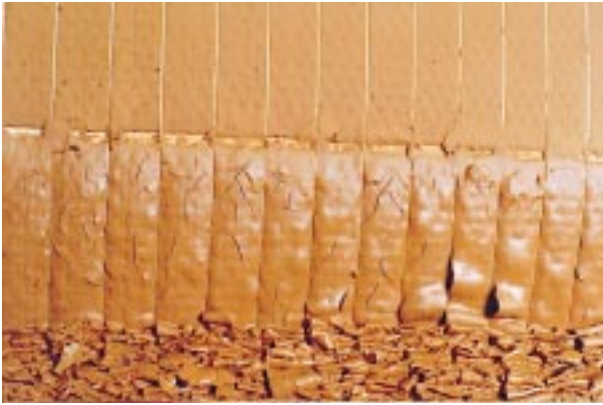
L'autorisation de l'INB 150 (INB destinée initialement à la conversion en hexafluorure, en oxydes, ou en tétrafluorure des composés uranifères principalement issus du traitement des combustibles nucléaires irradiés) est arrivée à péremption le 9 septembre 1999. En effet, cette unité n'a pas été construite, mise à part un réservoir de stockage d'ammoniac ne justifiant pas à elle seule le classement en INB. Cette installation a donc été rayée de la liste des INB et son contrôle a été transféré à l'inspection des installations classées pour la protection de l'environnement, à qui la DSIN a transmis les prescriptions techniques correspondantes.

Traitement des fluorines

Issues du procédé de lavage des effluents liquides, les fluorines (composé solide stable CaF_2) sont mises en fûts et envoyées :

- à la décharge de Solérieux (Drôme) pour ce qui concerne la filière uranium naturel ;
- au Centre de stockage de l'Aube (ANDRA) pour ce qui concerne la filière uranium de retraitement.

Ces fluorines ne contiennent que des quantités extrêmement limitées d'uranium (environ 70 ppm). L'arrêté préfectoral de 1997 relatif à la décharge de Solérieux prévoit que celle-ci ne peut recevoir que des fluorines issues de la filière uranium naturel. Or la circulation d'un composé de lavage des



Fluorine issue du procédé de lavage des effluents liquides

effluents dans une partie commune aux deux filières a provoqué la contamination des fluorines destinées à la décharge de Solérieux par de très faibles quantités de radioéléments présents dans l'uranium de retraitement. L'activité générée par ces éléments est restée en dessous des limites fixées par l'arrêté d'autorisation de la décharge.

Les envois de fluorines vers la décharge de Solérieux ont été suspendus durant l'été 1999 et la société Comurhex a mené des travaux visant à séparer physiquement les flux des deux filières de manière à éviter toute contamination. Ces modifications ont fait l'objet d'une inspection le 15 septembre 1999.

2 | 1 | 2

L'installation TU5 et l'usine W de COGEMA

COGEMA exploite sur le site de Pierrelatte l'INB 155 qui comprend :

- l'usine W (ICPE nucléaire dans le périmètre de l'INB) de conversion de l'hexafluorure d'uranium (UF_6) appauvri en oxyde d'uranium U_3O_8 , composé solide permettant de garantir des conditions d'entreposage plus sûres ;
- l'installation TU5 de conversion de nitrate d'uranyle $UO_2(NO_3)_2$ issu du retraitement de combustibles usés en tétrafluorure d'uranium UF_4 ou en oxyde d'uranium U_3O_8 . Toutefois, la configuration technique actuelle de l'installation ne lui permet pas de fabriquer d' UF_4 .

L'installation peut mettre en œuvre jusqu'à 2000 tonnes d'uranium par an. L'autorisation de mise en exploitation de cette installation a été accordée le 16 janvier 1996.

Autorisations

En 1999, la DSIN a autorisé :

- la mise en service de l'installation de traitement des effluents uranifères, auparavant dirigés vers l'établissement COGEMA de la Hague.

Problème de fonctionnement du sécheur de TU5

Le four d'oxydation du procédé de TU5 est précédé d'un sécheur, qui s'est vu régulièrement obstrué en début d'année. Ces problèmes n'ont pas permis d'atteindre l'objectif de 1400 t/an de nitrate d'uranyle traité. En révisant à la baisse les quantités injectées dans le sécheur, COGEMA a réussi à diminuer la fréquence d'obturation.

Traitement des dépassements des limites de rejets de NOx

En 1998, des dépassements du seuil réglementaire de concentration d'oxydes d'azote (NOx) à la cheminée de TU5 avaient été occasionnés par les dysfonctionnements du sécheur. La mise en service d'un traitement des effluents gazeux dans une colonne de lavage de la station de traitements des effluents liquides a permis d'éviter les conséquences des dérives ponctuelles du procédé.

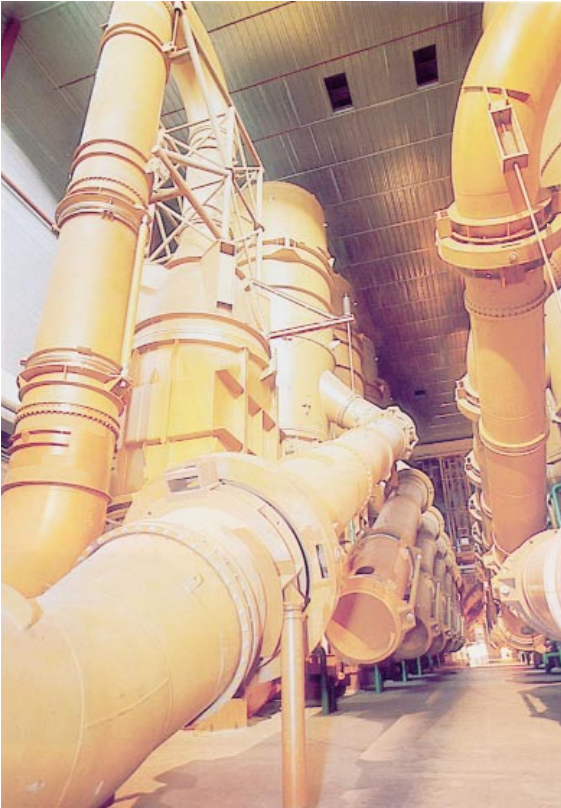
Evolutions prévues

Le projet de création du parc P40 pour l'entreposage de matières civiles actuellement présentes sur les parcs de l'INBS est en cours d'étude par COGEMA et pourrait faire l'objet d'une demande en l'an 2000.

L'usine COGEMA de Miramas

L'activité de l'installation se limite à l'entreposage de composés stables et solides d'uranium appauvri.

L'usine de séparation des isotopes de l'uranium (Eurodif) de Pierrelatte



Modules d'enrichissement de l'usine Eurodif

La séparation isotopique mise en œuvre dans l'usine est fondée sur le procédé de diffusion gazeuse. L'usine comporte 1400 modules d'enrichissement en cascade, répartis en 70 groupes de 20 modules regroupés dans des locaux étanches.

Le principe de l'enrichissement par voie gazeuse consiste à faire diffuser un grand nombre de fois l' UF_6 gazeux à travers des parois poreuses appelées « barrières ». Ces barrières laissent passer de façon préférentielle l'isotope 235 de l'uranium contenu dans le gaz, augmentant ainsi, à chaque passage, la proportion de cet isotope fissile dans l' UF_6 .

Chaque module d'enrichissement comprend un compresseur amenant l' UF_6 gazeux à la pression requise, un échangeur évacuant la chaleur produite par la compression, et le diffuseur proprement dit contenant les barrières.

Le flux gazeux diffusé, enrichi en U 235, est dirigé vers le module immédiatement supérieur. Le flux non diffusé, appauvri, est dirigé vers le module inférieur. L'ensemble de ces modules ou étages, regroupés en 4 usines de diffusion gazeuse, constitue la cascade d'enrichissement.

L' UF_6 est introduit au centre de la cascade, le produit enrichi est soutiré à une extrémité et le résidu appauvri à l'autre extrémité.

Incidents

L'année 1999 a vu s'amplifier le phénomène des fuites d'eau sur les échangeurs de chaleur eau/ UF_6 des diffuseurs de l'usine 130. Précocement détectées dans des groupes qui ne contiennent de l' UF_6 qu'à faible teneur isotopique en U_{235} , ces incidents n'ont pas posé de problèmes de criticité. Cependant, Eurodif a décidé de mettre en œuvre une opération de réparation des échangeurs de la file nord de l'usine 130, qui consiste d'abord à contrôler l'état des tubes en acier, puis à réparer par manchonnage les tubes dont les défauts dépassent un critère fixé. Il reste que l'état des groupes de l'usine 130 conduit à produire de l'uranium appauvri à 0,4 %, au lieu de 0,3 %, ce qui nécessitera un passage supplémentaire de l' UF_6 dans la cascade. De plus, un arrêt des groupes de la file sud, événement dont la probabilité d'occurrence reste faible, pourrait conduire à limiter encore le rendement des diffuseurs, les possibilités d'enrichissement restant identiques en adaptant les alimentations et le profil aérodynamique.

Retour d'expérience des vingt années de fonctionnement de l'usine

En 1997, la DSIN avait demandé à Eurodif de lui faire parvenir les éléments nécessaires à un réexamen de sûreté de l'installation. Ceux-ci devraient prendre en compte le nombre important de modifi-

cations intervenues depuis le dernier réexamen de 1988 et les perspectives d'évolution eu égard au vieillissement de l'installation.

Après le préexamen des dossiers transmis par l'exploitant, s'est déroulée le 2 novembre 1999 la réunion de lancement du Groupe permanent chargé des usines dont la séance aura lieu en octobre 2000.

Evolutions prévues

Eurodif a présenté à l'Autorité de sûreté un projet de création d'une unité de centrifugation de petite capacité. Cette installation doit permettre de valider le procédé en vue d'assurer le maintien des capacités d'enrichissement lors de l'arrêt des usines de diffusion gazeuse prévu pour 2015-2020.

2 | 3

Les usines de fabrication de combustibles nucléaires

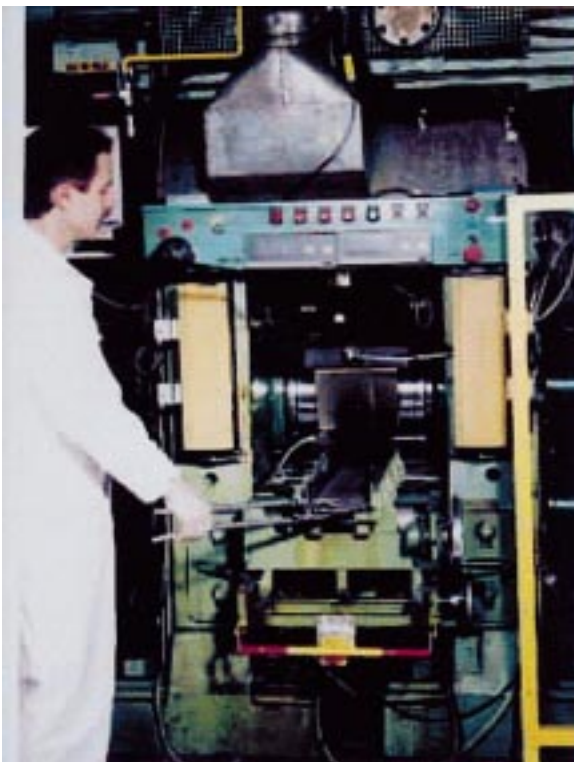
A l'issue du processus d'enrichissement de l'uranium, le combustible nucléaire est élaboré dans différentes installations en fonction de sa destination. A cet effet, l' UF_6 est transformé en poudre d'oxyde d'uranium pour constituer, après traitement, des crayons de combustible, réunis ensuite sous forme d'assemblages.

Selon que ce combustible est destiné aux REP ou aux réacteurs rapides ou expérimentaux, et en fonction des matières fissiles contenues, il est élaboré dans l'un des établissements suivants : FBFC à Romans-sur-Isère, SICN à Veurey-Voroize, ATPu à Cadarache ou MELOX à Marcoule. Les deux derniers établissements cités sont destinés à la fabrication de combustibles contenant du plutonium.

2 | 3 | 1

L'usine FBFC de Romans-sur-Isère

Ce site inclut deux INB.



L'INB n° 98 est dédiée à la fabrication d'éléments combustibles au standard REP-EDF. La limite d'enrichissement qui s'applique à l'uranium mis en œuvre est de 5 % et une partie de cet uranium (URE) provient de la filière retraitement-réenrichissement.

L'INB n° 63 est un atelier où des combustibles de fort enrichissement (jusqu'à 93,5 %), laminés ou non, sont élaborés pour des réacteurs de recherche. Une zone de cet atelier est réservée aux fabrications pour les réacteurs de type TRIGA. Le marché à l'origine de cette activité est international.

Ce site est doté, au sein de l'INB n° 98, d'une zone d'entreposage des déchets de production et d'un atelier d'incinération et de décontamination. Cet atelier est équipé d'une station d'épuration qui permet la récupération de l'uranium contenu dans des effluents uranifères.

INB 63 (Romans) : opération de gainage par laminage d'uranium hautement enrichi

Autorisations

INB n° 63 : l'exploitant a été autorisé à entreprendre la fabrication d'éléments combustibles pour le réacteur expérimental FRM II (situé à Garching en Allemagne) ainsi que trois campagnes de fabrication mettant en œuvre de l'uranium fortement enrichi.

INB n° 98 : deux campagnes de fabrication de combustible (REP) à base d'uranium issu du retraitement ont été autorisées.

Demandes de l'exploitant

L'exploitant a formulé deux demandes à caractère générique pour :

- la fabrication, dans l'INB n° 98, d'assemblages combustibles pour EDF, à base d'uranium issu du retraitement (URE) ;
- la mise en œuvre d'uranium commercial pollué, dans l'INB n° 63.

En raison de l'incidence potentielle de la mise en œuvre de ces matières sur les rejets de l'usine et de leur impact sur l'environnement, la DSIN a suspendu son accord au réexamen des autorisations de rejets liquides et gazeux entrepris en application du décret n° 95-540 du 4 mai 1995 (voir § 1|3).

Incidents

Les incidents survenus au cours de l'année 1999 sont dus à des défaillances matérielles. Plus de la moitié touchent à la fonction confinement (première barrière) et n'ont eu aucune incidence sur le personnel et l'environnement.

Bilan - perspectives

La réorganisation du site de Romans-sur-Isère, à la suite du plan social dont la société FBFC a fait l'objet en 1998, est achevée avec, pour conséquence, le renforcement, par des agents issus de l'usine de Pierrelatte, de l'effectif en charge de la sûreté du site.

Le niveau de sûreté des INB a été globalement maintenu ; il fera l'objet d'une réévaluation globale vers le milieu de l'année 2001. L'exploitant a été informé de cette décision lors de la réunion générale annuelle (fin mai) qui a été suivie, début décembre, d'une première réunion de préparation de la réunion du Groupe permanent chargé des usines.

2 | 3 | 2

L'Atelier de technologie du plutonium (ATPu) et le Laboratoire de purification chimique (LPC) de Cadarache



ATPu, Cadarache

L'ATPu est une unité dont l'activité principale est la production de combustible MOX pour les réacteurs de la filière REP et à un niveau moindre pour le réacteur RNR Phénix.

Le LPC (INB n° 54) assure les activités de :

- contrôle qualité produit pour le compte de l'ATPu ;
- traitement des rebuts ;
- contrôle des déchets contaminés en émetteurs alpha.

Ces deux installations constituent le Complexe de fabrication de combustible au plutonium de Cadarache (CFCa).

Bilan - perspectives

Compte tenu du risque de séisme inhérent à la région de Cadarache et des faiblesses de l'ATPu face à ce risque, la DSIN a demandé en 1998 à l'exploitant de lui transmettre un engagement de la fermeture de cet atelier peu après l'an 2000. A ce jour, l'exploitant n'a toujours pas fait connaître sa réponse.

2 | 3 | 3

L'usine MELOX de Marcoule

Cette usine produit des assemblages de combustible MOX. Sa production étant initialement destinée au seul marché français, la production de combustibles légèrement différents pour des clients étrangers (allemands ou japonais) a nécessité un aménagement, autorisé par décret le 30 juillet 1999, qui ouvre à l'exploitant la possibilité de diversifier ses productions tout en respectant les limites de production originellement fixées.

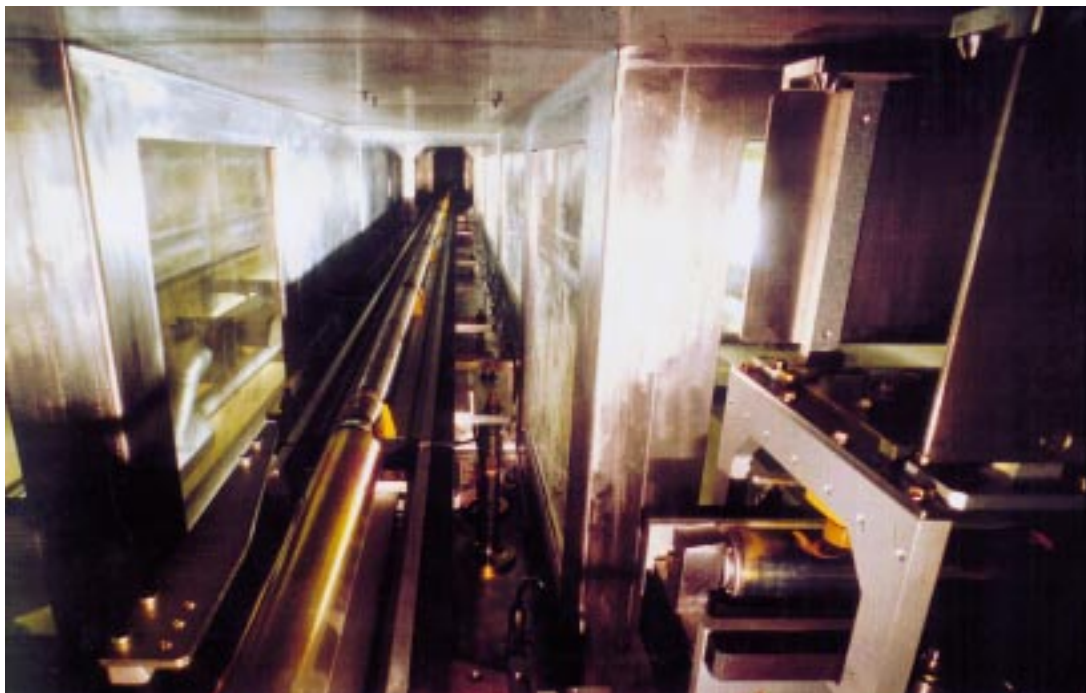
L'autorisation d'introduire de l'oxyde de plutonium dans les équipements de l'aménagement n'a été accordée par la DSIN qu'à la suite à l'examen des comptes rendus des essais préalables intéressant la sûreté.

Autorisation

Un nouveau système de collecte de poussières de rectification a été autorisé ; il doit conduire à diminuer de manière significative la dosimétrie opérationnelle des agents de maintenance intervenant sur ce poste.

Bilan - perspectives

Les incidents survenus au cours de l'exercice n'ont pas eu de répercussion sur le personnel ni sur l'environnement. Pour la plupart dus à des ruptures de confinement, ils n'ont pas compromis le niveau de production, celui-ci s'établissant à la limite fixée par le décret de création. La diversification des productions, en soi, n'est pas de nature à remettre en question le niveau de sûreté de l'installation.



Aménagement de l'usine MELOX : transfert des pastilles

L'établissement SICN de Veurey-Voroize

Les deux INB implantées sur ce site ont respectivement pour vocation :

- la fabrication de combustible de tous enrichissements (INB n° 90) ;
- l'intervention sur des dispositifs expérimentaux (INB n° 65).



Installation SICN de Veurey-Voroize

Bilan - perspectives

Des visites de surveillance effectuées par les inspecteurs de l'Autorité de sûreté, on retiendra le faible niveau général en matière de culture de sûreté. L'exploitant a été informé que la pérennisation de cette situation était de nature à remettre en cause l'exercice de toute activité impliquant la mise en œuvre de matière nucléaire en quantité et qualité dépassant le seuil réglementaire des INB. A l'heure actuelle, les activités autorisées par la DSIN sont très réduites.

L'établissement COGEMA de La Hague

Présentation de l'établissement

L'établissement COGEMA de La Hague est implanté sur la pointe nord-ouest de la presqu'île du Cotentin, à 20 km à l'ouest de Cherbourg.

En 1959, le Commissariat à l'énergie atomique (CEA) décidait la construction de l'usine UP2, destinée à retraiter les combustibles irradiés dans les réacteurs de la filière uranium naturel-graphite-gaz

LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

(UNGG) ; le CEA a été autorisé en 1974 à compléter l'usine UP2 par un atelier de traitement des combustibles des réacteurs de la filière à eau légère : atelier haute activité oxyde (HAO). L'usine UP2 ainsi aménagée et l'atelier HAO ont été mis en service en 1978 pour constituer l'usine UP2 400, d'une capacité annuelle de traitement de combustibles de 400 tonnes.

La responsabilité de l'exploitation du site a été transférée à COGEMA en 1978. Par décrets du 12 mai 1981, COGEMA a été autorisée à créer en outre les usines suivantes :

- UP3, conçue pour retraiter annuellement environ 800 tonnes de combustibles en provenance des réacteurs de la filière à eau légère ;
- UP2 800, de mêmes destination et capacité ;
- STE3, conçue pour épurer les effluents des deux usines avant leur rejet en mer.

L'usine UP2 800 utilise une partie des ateliers de l'usine UP2 400 actuellement toujours en service.



Etablissement COGEMA de La Hague

La mise en exploitation des différents ateliers des usines UP3, UP2 800 et STE3 s'est déroulée de 1986 (réception et entreposage des combustibles usés) à 1992 (atelier de vitrification), avec la mise en actif de la majorité des ateliers de procédé en 1989/90.

2 | 4 | 2

Les opérations réalisées dans l'usine

La chaîne principale de ces installations comprend des installations de réception et d'entreposage des combustibles usés, de cisailage et de dissolution de ceux-ci, de séparation chimique des produits de fission, de purification finale de l'uranium et du plutonium et de traitement des effluents.

La réception des emballages de transport et l'entreposage des combustibles usés sont les premières opérations effectuées dans l'usine. A leur arrivée à l'usine de retraitement, les emballages sont déchargés, soit sous eau, en piscine profonde, soit à sec, en cellule blindée étanche. Les combustibles sont alors entreposés dans des piscines où ils séjourneront au minimum deux à trois ans.



Déchargement sous eau de combustibles irradiés

Le combustible usé, après cisailage des crayons, est séparé de sa gaine métallique au cours d'une opération de dissolution dans de l'acide nitrique. Les morceaux de gaine, insolubles dans l'acide nitrique, sont évacués du dissolvant, rincés à l'acide puis à l'eau et transférés vers une unité de conditionnement. Les solutions issues du dissolvant sont ensuite clarifiées par centrifugation.



Usine UP 3 : dissolvant (lors de la construction)

La phase de séparation des solutions consiste à séparer les produits de fission et les transuraniens de l'uranium et du plutonium contenus, puis l'uranium du plutonium.

Après purification, l'uranium, sous forme de nitrate d'uranyle, est concentré et entreposé. Ce nitrate d'uranyle est destiné à être converti en un composé uranifère solide dans l'installation TU5 de Pierrelatte.

Après purification et concentration, le plutonium est précipité par de l'acide oxalique, séché, calciné en oxyde de plutonium, conditionné en boîtes étanches et entreposé. Le plutonium peut être utilisé dans la fabrication de combustibles MOX. Le plutonium provenant de combustibles étrangers est retourné aux exploitants du pays d'origine.

Le traitement des effluents et le contrôle des rejets dans l'environnement sont indispensables car la succession des opérations de production, depuis le cisailage jusqu'aux produits finis, utilise des procédés chimiques et génère des effluents gazeux et liquides.

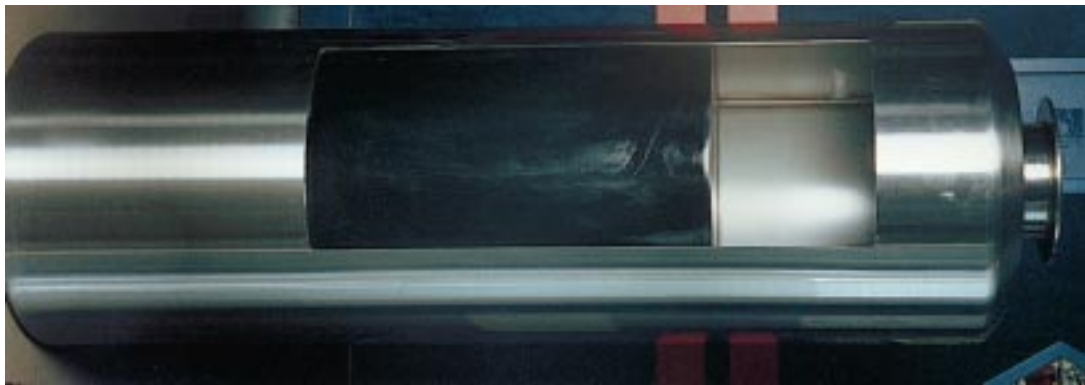
Une grande partie des effluents gazeux se dégage lors du cisailage des gaines et pendant l'opération de dissolution à l'ébullition. Le traitement de ces rejets s'effectue par lavages dans une unité de traite-

LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

ment des gaz. Certains gaz radioactifs résiduels, en particulier le krypton, sont simplement contrôlés avant d'être rejetés dans l'atmosphère.

Les effluents liquides sont traités en fonction de leur activité et de leur composition chimique ; ils subissent différents cycles d'évaporation et de concentration.

Le conditionnement final et l'entreposage des déchets radioactifs issus de la chaîne de traitement principale et des installations de traitement d'effluents liquides et gazeux sont effectués sur le site de l'usine. Trois méthodes sont utilisées : la vitrification, l'enrobage dans du ciment et l'enrobage dans du bitume.



Verre contenant les produits de fission et actinides mineurs (maquette)

Conformément à la loi du 30 décembre 1991 relative à la gestion des déchets radioactifs, les déchets radioactifs issus des combustibles irradiés d'origine étrangère doivent être réexpédiés à leurs propriétaires, tandis que les déchets radioactifs issus des combustibles irradiés des réacteurs français sont entreposés en l'attente d'une solution pour leur stockage définitif.



Retour de déchets vitrifiés vers le Japon par le canal de Panama

Les ateliers des usines de La Hague

- Usine UP2 400

NPH et HAO/Nord : ateliers de déchargement sous eau et entreposage des éléments combustibles usés ;

HAO/Sud : atelier de cisailage et dissolution des éléments combustibles usés ;

HA/DE : atelier de séparation de l'uranium et du plutonium des produits de fission ;

HAPF/SPF (1 à 3) : atelier de concentration et d'entreposage des produits de fission ;

MAU : atelier de séparation de l'uranium et du plutonium, de purification et d'entreposage de l'uranium sous forme de nitrate d'uranyle ;

MAPu : atelier de purification, de conversion en oxyde et de premier conditionnement de l'oxyde de plutonium ;

BST1 : atelier de deuxième conditionnement et d'entreposage de l'oxyde de plutonium ;

LCC : laboratoire central de contrôle qualité des produits.

- Installation STE2 collecte et traitement des effluents.

- Usine UP2 800

Piscine C : piscine d'entreposage des éléments combustibles usés ;

R1 : atelier de cisailage des éléments combustibles, de dissolution et de clarification des solutions obtenues ;

R2 : atelier de séparation de l'uranium, du plutonium et des produits de fission (PF), et de concentration des solutions de PF ;

SPF (4, 5, 6) : ateliers d'entreposage des produits de fission ;

R7 : atelier de vitrification des produits de fission.

- Usine UP3

Atelier T0 : atelier de déchargement à sec des éléments combustibles usés ;

Piscines D et E : piscines d'entreposage des éléments combustibles usés ;

T1 : atelier de cisailage des éléments combustibles, de dissolution et de clarification des solutions obtenues ;

T2 : atelier de séparation de l'uranium, du plutonium et des produits de fission (PF), et de concentration/entreposage des solutions de PF ;

T3/T5 : ateliers de purification et d'entreposage du nitrate d'uranyle ;

T4 : atelier de purification, de conversion en oxyde et de conditionnement du plutonium ;

T7 : atelier de vitrification des produits de fission ;

BSI : atelier d'entreposage de l'oxyde de plutonium ;

BC : salle de conduite de l'usine, atelier de distribution des réactifs et laboratoires de contrôle de marche du procédé.

- Installation STE3 collecte et traitement des effluents

2 | 4 | 3

La modification des décrets d'autorisation de création de UP2 800, UP3 et STE3

Les décrets du 12 mai 1981 encadrant les usines UP2 800 et UP3 précisent que COGEMA est autorisée à créer des usines « conçues pour traiter des éléments combustibles de référence » et d'une capacité « de l'ordre de 800 tonnes » par an. Les éléments combustibles de référence décrits dans ces décrets sont des combustibles à l'oxyde d'uranium (combustible UOX) dont le taux de combustion, l'enrichissement en uranium 235 et le temps de refroidissement avant traitement sont donnés.

Ces limites, certes plus restrictives que celles des décrets relatifs à l'usine UP2 400 autorisant par exemple le retraitement de combustibles à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium (combustibles MOX), sont restées en vigueur jusqu'en 2011.

LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

tibles MOX) ou de combustibles issus de réacteurs de recherche, sont écrites dans des termes insuffisamment précis.

Aussi, pour l'Autorité de sûreté, le processus de révision des décrets d'autorisation du site de La Hague est une préoccupation majeure pour permettre l'évolution des activités des installations dans des conditions satisfaisantes de sûreté et de protection de l'environnement, et correctes sur le plan réglementaire.

La DSIN avait demandé à COGEMA dès la fin de l'année 1993 d'engager une procédure de révision des décrets d'autorisation. Les discussions techniques ont débouché fin 1998 sur la remise par COGEMA de dossiers globaux qui présentent pour les usines nouvelles (UP2 800, UP3 et STE3) une demande de traitement de combustibles aux caractéristiques différentes ou de types nouveaux, ainsi que de prestations de traitement de déchets et rebuts provenant d'autres installations nucléaires. Par lettres du 20 septembre 1999, les demandes de modifications ont été adressées officiellement par la présidente de COGEMA au ministre de l'économie des finances et de l'industrie et à la ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement.

La DSIN a demandé l'avis de l'IPSN, et celui d'un groupe d'experts présidé par M^{me} Sugier, présidente du groupe radioécologie Nord-Cotentin, sur la recevabilité de l'étude d'impact et de l'étude de dangers que COGEMA a transmis en appui de ses demandes de modification des décrets d'autorisation.

L'IPSN et le groupe d'experts présidé par M^{me} Sugier ont conclu à la recevabilité des dossiers définitifs présentés par COGEMA en 1999. Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a donc transmis le 29 octobre 1999, par délégation des ministres chargés de l'industrie et de l'environnement, les dossiers de COGEMA au préfet de la Manche pour ouverture des enquêtes publiques portant sur la modification des décrets. Ces dossiers sont accompagnés de l'avis du groupe d'experts présidé par M^{me} Sugier.

2 | 4 | 4

L'usine UP2 400



Etablissement COGEMA de La Hague : piscine NPH, contenant notamment du combustible MOX

Autorisations

- Atelier HAO/Nord et NPH

Le DSIN a autorisé COGEMA à procéder dans l'atelier HAO/Nord au déchargement et à l'entreposage d'assemblages combustibles du type MTR (Material Testing Reactor) irradiés dans le réacteur Hifar de l'Australian Nuclear Science and Technology Organization (ANSTO).

Le DSIN a autorisé la réception, le déchargement, la mise en paniers, l'entreposage en cellule 904 puis le transfert en piscine S1 de 700 litres de coques MOX et UOX provenant de l'installation Atelier pilote de Marcoule.

Le DSIN a autorisé la réception, le déchargement et l'entreposage d'un lot de combustible MOX non irradié en provenance de l'usine allemande d'Hanau.

- Atelier STE2

Le DSIN a autorisé COGEMA à effectuer la reprise et le conditionnement des déchets de gros volume entreposés dans les trois dernières fosses bétonnées de la zone nord-ouest.

Bilan - perspectives

Depuis la mise en exploitation des ateliers R1 et R2 de l'usine UP2 800 à l'automne 1994, les ateliers « haute activité » de l'usine UP2 400 ne sont plus exploités que dans le cadre de campagnes spécifiques de faibles tonnages. L'exploitant devra prendre position quant au devenir de ces ateliers anciens.

2 | 4 | 5

L'usine UP2 800

Autorisations

- Atelier R1

Le DSIN a autorisé le retraitement de deux assemblages de combustible de la centrale allemande de Biblis présentant un taux de combustion supérieur à 45 000 MWj/t.

Bilan - perspectives

COGEMA construit un nouvel atelier, R4, destiné à prendre la relève des ateliers MAPu et MAU en 2001-2002. La construction de cet atelier est inspectée par l'Autorité de sûreté.

2 | 4 | 6

L'usine UP3

Autorisations

Par délégation des ministres en charge de l'industrie et de l'environnement, le DSIN a autorisé le passage par le transfert inter-piscines, d'une part, et l'introduction dans les canaux d'alimentation piscine D/atelier T1 et piscine D/atelier T0, d'autre part, de paniers contenant des assemblages combustibles conditionnés en conteneurs semi-étanches.

Bilan - perspectives

L'atelier T3 sera modifié afin de prendre en compte la relève des ateliers MAPu et MAU par le nouvel atelier R4 (usine UP2 800) en 2001-2002.

Les autorisations de rejets du site

Les arrêtés d'autorisation de rejets d'effluents radioactifs de l'usine COGEMA de La Hague datent d'octobre 1980 et ont été complétés en mars 1984. Ces arrêtés fixent les valeurs annuelles maximales des rejets. Les rejets de La Hague, notamment liquides, sont globalement en baisse depuis une dizaine d'années alors que la production a augmenté. Cette baisse a été possible grâce aux progrès techniques réalisés dans les installations.

Ces rejets sont de nature différente de ceux d'un réacteur nucléaire et sont plus importants. En effet :

- l'usine de La Hague est utilisée pour retraiter des combustibles provenant d'une centaine de réacteurs nucléaires ;
- le processus de retraitement implique que les combustibles usés soient cisailés et traversent un bain d'acide nitrique, alors que dans un réacteur ils sont confinés au maximum. Le traitement des matières radioactives contenues dans ces combustibles engendre donc des effluents différents.

Les rejets pour l'année 1999 et un rappel de ceux de 1987 sont présentés ci-dessous :

| Rejets liquides | Tritium | Radioéléments autres que tritium | Strontium 90 + césium 137 | Σ émetteurs α |
|-------------------|------------|----------------------------------|---------------------------|---------------|
| Limites annuelles | 37 000 TBq | 1700 TBq | 220 TBq | 1700 GBq |
| Rejets 1999 | 12 900 TBq | 29,6 TBq | 2,16 TBq | 39,5 GBq |
| Rejets 1987 | 2 960 TBq | 1110 TBq | 65 TBq | 460 GBq |

| Rejets gazeux | Gaz autres que tritium (principalement Kr 85) | Tritium | Halogènes (dont I 129) | Aérosols (émetteurs α et β) |
|-------------------|---|----------|------------------------|-----------------------------|
| Limites annuelles | 480 000 TBq | 2200 TBq | 110 GBq | 74 GBq |
| Rejets 1999 | 295 000 TBq | 79,7 TBq | 8,11 GBq | 0,121 GBq |
| Rejets 1987 | 35 000 TBq | 15 TBq | 15 GBq | 0,06 GBq |

La quantité de combustible retraité est passée d'environ 400 tonnes en 1987 à environ 1560 tonnes en 1999.

L'Autorité de sûreté juge que la révision des autorisations de rejets du site de La Hague est souhaitable et doit avoir lieu dans le cadre de la procédure plus générale de la révision des décrets d'autorisation de création de cet établissement. Depuis la publication des arrêtés de rejets en 1980 et 1984, les usines UP2 800, UP3 et STE3 ont atteint leur capacité nominale et des progrès significatifs ont été obtenus, tant sur les rejets liquides, notamment par la mise en place d'une nouvelle gestion des effluents liquides, que sur les rejets gazeux, par une amélioration du traitement des effluents. Actuellement, les rejets radioactifs réels représentent de quelques pour cent à la moitié des valeurs autorisées suivant les radionucléides. La composante non radioactive de ces rejets (nitrates, TBP, cobalt, soufre, phosphore, métaux...) ne fait l'objet d'aucune limitation dans les arrêtés de rejets en mer, et devrait être réglementée comme leur composante radioactive.

Il y a lieu de rappeler que les limites réglementaires de rejets ne posent pas de problème sanitaire particulier. En effet, l'impact calculé des rejets maximaux autorisés sur le groupe le plus exposé reste bien en deçà des limites admissibles : la dose annuelle calculée de 0,120 mSv est à comparer à la future limite admissible pour la population de 1 mSv/an.

COGEMA a remis à l'Autorité de sûreté une étude d'impact dans les dossiers relatifs à la modification des décrets d'autorisation de création de UP2 800, UP3 et STE3 (voir § 2|4|3). Ces éléments permettront, au terme de l'enquête publique à venir, de réviser les autorisations de rejet actuelles.

2 | 4 | 8

La canalisation de rejets en mer

Historique

Aux alentours du 11 mars 1997, les conditions météorologiques associées à une grande marée ont laissé, pendant quelques heures sur plusieurs jours, émerger quelques mètres de la canalisation de rejets en mer des effluents liquides. Cette partie de canalisation présentait des débits de dose au contact de l'ordre de 300 microsieverts par heure. Les opérations de curage de la canalisation menées durant l'été 1997 ont permis d'abaisser significativement cette irradiation ; environ 50 kg de tartre ont été rejetés en mer à la suite des opérations de détartrage, affectant les sédiments de granulométrie inférieure à 2 cm, situés à l'extrémité de la canalisation sur une surface de 1900 m², sur 20 cm de profondeur.

Nettoyage de l'extrémité de la canalisation

COGEMA a étudié des moyens permettant la reprise de sédiments affectés et a, dans l'attente, mis en place un plan de surveillance radiologique de la zone.

Les moyens de reprise déjà développés sont constitués d'une barge flottante, d'une pelle sous-marine et d'une unité de séparation et de conditionnement des sédiments. Les essais de qualification de ces équipements, entamés au mois de septembre 1998, ont dû être interrompus en raison des conditions météorologiques. A l'issue de cette première expérience, COGEMA a conclu que le support naval retenu ne permettait pas d'assurer correctement la mise en œuvre du procédé de reprise des sédiments et a donc lancé l'étude d'une solution alternative faisant appel à une plate-forme autoélévatrice.

COGEMA a transmis aux autorités administratives et à la CSPI (Commission spéciale et permanente d'information près de l'établissement COGEMA de La Hague) l'ensemble des mesures mensuelles réalisées à l'extrémité de la canalisation depuis le mois de septembre 97.

Au vu des données actuellement disponibles sur la contamination des sédiments et compte tenu du coût du nettoyage envisageable, l'Autorité de sûreté ne juge pas cette opération prioritaire. Elle reste cependant attentive à l'évolution de la situation, et se réserve la possibilité de demander, en accord avec l'OPRI, qui compte réaliser une cartographie radiologique des sédiments, l'engagement des opérations de dépollution si cela devenait nécessaire.

Rectification du profil de la canalisation en zone de marnage

Pour éviter le renouvellement de l'incident de mars 1997, COGEMA a décidé une modification du profil en long de la canalisation dans la zone de marnage, pour la rapprocher du toit rocheux du sol. Cette modification a pour but de diminuer la partie de la canalisation pouvant être découverte lors de grandes marées et d'équiper la partie restante d'une protection biologique et mécanique fixe (cavaliers en béton).

En préalable aux travaux, une protection de l'extrémité de l'ancienne canalisation a été entreprise. Une légère contamination détectée lors du début des travaux en novembre 1998 a entraîné leur suspension dans l'attente d'une cartographie de la zone.

Cette cartographie a été faite au début de l'année 1999 à partir de la plate-forme autoélévatrice « Ile d'Oléron » équipée de moyens de manutention, de forage et de sondage.

Au vu des résultats de cette cartographie, COGEMA a été autorisée à poursuivre les travaux. Les premières opérations ont été l'aménagement du pied de cale, la dépose des cavaliers du flexible Coflexip



Travaux sur la canalisation de rejets à partir de la plateforme « Ile d'Oléron »

actuel et la dérivation provisoire nécessaire pour ne pas perturber les rejets en mer de l'usine durant la période de chantier.

Au cours du dernier trimestre de l'année se sont déroulées les opérations de terrassement de la souille. La pose du nouveau flexible Coflexip et de sa manchette de raccordement, la déconnexion de la dérivation provisoire et le repli du chantier n'ont pu être effectués avant la fin de l'année, contrairement au programme initial, en raison de conditions météorologiques défavorables. Ces opérations sont prévues au début de l'année 2000.

Durant l'ensemble des opérations, l'ACRO (Association pour le contrôle de la radioactivité dans l'Ouest), association mandatée par la CSPI, a assuré une surveillance de l'environnement parallèlement à celles effectuées par COGEMA et l'OPRI.



Flexible Coflexip
 de la canalisation en sortie
 de fourreau métallique

Le démantèlement de l'ancienne canalisation de rejet

La méthodologie de démantèlement de l'ancienne conduite est actuellement à l'étude. Le projet se poursuit avec la reconnaissance de l'ancienne conduite et la qualification des méthodes et moyens à mettre en œuvre pour son démantèlement. COGEMA a notamment construit deux maquettes à l'échelle un : une maquette située dans l'anse des Moulinets représentative des différents tronçons de l'ancienne conduite, l'autre situé au hall de recherche de Beaumont représentative du bloc d'extrémité.

Les premiers éléments de dossiers transmis par COGEMA font l'objet d'un examen par l'OPRI et l'Autorité de sûreté. Le déroulement des opérations sera présenté au public préalablement au début des travaux, une fois achevée la phase d'instruction.

2 | 4 | 9

La surveillance de l'environnement

L'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) est chargé de contrôler les rejets d'effluents de COGEMA. Cet organisme définit la nature, la fréquence et les modalités techniques de la surveillance de l'environnement dont doit s'acquitter COGEMA. Il analyse les registres, transmis mensuellement par COGEMA, où est reportée la comptabilité quotidienne et détaillée des rejets.

Par ailleurs, l'établissement COGEMA de La Hague publie trimestriellement les résultats des mesures qu'il effectue dans le cadre de la surveillance de l'environnement. Ce document est transmis aux pouvoirs publics français et anglais ainsi qu'à la Commission spéciale et permanente d'information de La Hague.

L'OPRI a élargi le champ de ses investigations à une campagne de dosages destinée à préciser l'impact du chlore 36 - un radioélément à très longue durée de vie jusqu'alors peu étudié - dans l'environnement de La Hague.

Cette étude avait pour but d'apporter une réponse à une question posée dans le cadre du groupe radioécologie Nord-Cotentin, chargé par la ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement et par le secrétaire d'Etat à la santé d'étudier l'impact des rejets de l'usine de COGEMA La Hague sur l'environnement local et régional. Ce groupe avait émis l'hypothèse selon laquelle du chlore 36, un radioélément provenant de l'activation d'impuretés de chlore 35 stable potentiellement présentes dans le combustible, pouvait avoir été rejeté dans le processus de retraitement.

Il s'agissait donc de procéder à une vérification de la contribution du chlore 36 à l'impact dosimétrique dans l'environnement et sur les personnes, dans les zones proches de la cheminée des rejets de l'usine de retraitement de COGEMA.

L'évaluation a été réalisée par mesures directes dans les effluents de l'usine, dans différents végétaux comestibles, dans l'eau stagnante, et dans les urines de personnes habitant dans la zone susceptible d'être la plus affectée par les rejets.

Elle a permis de conclure avec une certitude suffisante à l'absence de chlore 36 au-dessus des seuils de détection dans les échantillons prélevés (0,13 Bq/m³ dans l'effluent gazeux prélevé dans la cheminée, 5 Bq/kg frais dans les végétaux, 1,7 Bq/l dans l'eau).

Bien que la sensibilité des dosages soit encore susceptible d'être accrue, il est possible de déduire que la contribution de ce radioélément à l'irradiation ambiante est largement inférieure à 10 microsieverts/an, au point le plus exposé aux rejets aériens de l'usine.

Cette campagne de prélèvement et de dosages sera prolongée par la montée en puissance de l'antenne régionale de l'OPRI, située à Beaumont-Hague, et opérationnelle depuis le 15 mars 1999. Elle

illustre un ajustement du plan de surveillance de l'environnement par des campagnes de prélèvements diversifiés et par des mesures quotidiennes de la radioactivité dans différents milieux de vie dans l'ensemble du département de la Manche.

2 | 4 | 10

Les travaux du groupe radioécologie Nord-Cotentin

Créé en 1997, à la demande des ministres en charge de la santé et de l'environnement, le groupe radioécologie Nord-Cotentin avait pour mission d'estimer à partir des rejets radioactifs des installations de la zone les niveaux d'expositions aux rayonnements ionisants d'un groupe de populations du Nord-Cotentin (jeunes du canton de Beaumont-Hague), et de porter un jugement sur le risque de leucémie associé.

Le 14 octobre 1999, M^{me} Sugier, présidente de ce groupe, a exposé les principales conclusions de ses travaux à la Commission spéciale permanente d'information auprès de l'établissement de La Hague (CSPI). Le contenu des rapports du groupe, incluant des réserves de certains de ses membres quant à l'appréciation finale des résultats, a été approuvé par l'ensemble du groupe à l'exception des experts de la CRII-RAD. Les résultats ainsi obtenus ne conduisent pas à modifier la conclusion selon laquelle les installations ne semblent pas avoir une influence significative sur le nombre de leucémies chez les jeunes de la zone considérée.

3 LE POINT DE VUE DE L'AUTORITE DE SÛRETE

Largement sous les feux de l'actualité durant l'année 1998, l'établissement COGEMA de La Hague aura connu une année 1999 médiatiquement plus calme. Cette année a été mise à profit pour faire progresser bon nombre de dossiers engagés de longue date : remise de dossiers recevables pour la modification des décrets d'autorisation d'UP2 800, UP3 et STE3, décision de lancer l'enquête publique correspondante, rectification du profil de la canalisation de rejets, remise des conclusions du groupe radioécologie Nord-Cotentin.

L'Autorité de sûreté continue à accorder une importance particulière à la surveillance de la sûreté de cet établissement, en consacrant au seul site de La Hague près de 10 % du total de ses inspections. Les conditions d'entreposage de déchets anciens sont notamment régulièrement inspectées par l'Autorité de sûreté, qui a réaffirmé la nécessité de la poursuite de la reprise de ces déchets et a signifié ses priorités à l'exploitant.

Les installations de l'amont du cycle du combustible n'ont pas connu de problème de sûreté particulier, si ce n'est la multiplication d'incidents de faible gravité sur l'usine d'enrichissement Eurodif sur laquelle des travaux de réparation des échangeurs ont été engagés. Par ailleurs, il est regrettable que les enquêtes publiques relatives aux demandes d'autorisations de rejets des installations du site du Tricastin n'aient pas pu être lancées en 1999 : des adaptations des dossiers de demandes seront encore nécessaires afin de rendre ces dossiers recevables.

Enfin, bien que la criticité soit déjà régulièrement examinée lors des visites de surveillance sur ces installations, l'Autorité de sûreté a mené plusieurs inspections réactives après l'accident de Tokai-Mura survenu en septembre au Japon.

LA MISE À L'ARRÊT ET LE DÉMANTÈLEMENT DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

À l'issue de leur période d'exploitation, les INB font l'objet d'une série d'opérations d'assainissement et de transformations qui vont permettre leur arrêt définitif au sens juridique du terme, puis leur démantèlement. Les travaux ainsi réalisés vont alors conduire administrativement, en fonction de la radioactivité encore présente dans l'installation, soit à la création d'une nouvelle INB, soit au déclassement de l'INB en une ICPE soumise à autorisation ou à déclaration, ou encore à un retour dans le domaine public.

L'expérience accumulée lors des premiers démantèlements, principalement sur de petites installations (installations pilotes, réacteurs de recherche), a conduit à préciser en 1990 le cadre réglementaire régissant la fin de vie d'une INB (voir chapitre 3 § 1|5). Les textes en vigueur engagent l'exploitant dans une réflexion prospective sur le devenir de son installation, puis sur l'organisation par étapes des opérations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement. L'objectif est d'assurer en permanence un état de sûreté satisfaisant de l'installation, même après la cessation d'exploitation, en prenant en compte le caractère spécifique du démantèlement.

L'Autorité de sûreté considère que les démantèlements en cours ont une valeur d'exemple. Ils sont l'occasion, pour les exploitants, de définir et de mettre en œuvre, d'une part, une stratégie de démantèlement (niveau de démantèlement à atteindre, échéancier des opérations), et, d'autre part, une politique de gestion de la grande quantité de déchets radioactifs générés (notamment ceux de très faible radioactivité). Ils doivent également, s'ils sont menés jusqu'à leur terme, constituer des exemples démonstratifs de la faisabilité, technique et financière, d'un démantèlement complet.

1 LES DISPOSITIONS TECHNIQUES

Les dispositions techniques applicables aux installations que l'on veut arrêter définitivement doivent évidemment satisfaire aux règles générales de sûreté, notamment en matière d'exposition, externe et interne, des travailleurs aux rayonnements ionisants, de criticité, de production de déchets radioactifs, de rejets d'effluents dans l'environnement et de mesures pour réduire les risques d'accidents et en limiter les effets.

Il existe plusieurs échéanciers possibles pour mettre graduellement une installation arrêtée dans un état de sûreté satisfaisant. L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a ainsi défini en 1980 trois niveaux possibles de démantèlement, schématisés dans le tableau ci-après, en fonction de l'état de l'installation et du mode de surveillance. Le choix de l'un de ces niveaux est fait par l'exploitant

Niveaux possibles de démantèlement définis par l'AIEA

| | Etat de l'installation | Surveillance | Caractérisation |
|-----------------|--|---|---|
| Niveau 1 | Retrait des matières fissiles et des fluides radioactifs. Maintien en l'état des différentes barrières d'étanchéité. Systèmes d'ouverture et d'accès verrouillés. | Contrôle de la radioactivité à l'intérieur et dans l'environnement. Inspections et contrôles techniques garantissant le bon état de l'installation. | Fermeture sous surveillance. |
| Niveau 2 | Zone confinée réduite à son minimum. Parties facilement démontables enlevées. Aménagement de la barrière externe. | Surveillance réduite à l'intérieur du confinement. Maintien de la surveillance de l'environnement. Vérification des parties scellées. | Libération partielle ou conditionnelle. |
| Niveau 3 | Évacuation de tous les matériaux ou équipements de radioactivité significative. Contamination des parties restantes en dessous du seuil nécessitant des précautions particulières. | Aucune surveillance, inspection ou vérification jugée nécessaire. | Libération totale et inconditionnelle. |

au cas par cas pour chaque stade de démantèlement d'une installation à partir d'études comparant notamment les avantages et les inconvénients d'un démantèlement immédiat ou différé. L'objectif final est évidemment que toutes les installations atteignent à terme le niveau 3.

Dans le cas des réacteurs de puissance, la stratégie choisie actuellement par EDF est celle d'un démantèlement immédiat au niveau 2. Cela consiste essentiellement à retirer les matières fissiles, à enlever les parties facilement démontables, à réduire au minimum la zone confinée et à aménager la barrière externe. Le démantèlement total, dit de niveau 3, est envisagé par EDF après plusieurs dizaines d'années de confinement afin de pouvoir bénéficier de la décroissance naturelle de la radioactivité. Une telle approche peut comporter des inconvénients ; notamment elle peut conduire à une perte de connaissance progressive de l'installation au fur et à mesure du départ des opérateurs, ce qui peut être préjudiciable aux opérations de démantèlement. L'Autorité de sûreté a souhaité qu'EDF et le CEA, dans le cas notamment du réacteur EL4 installé à Brennilis et du réacteur A de Chooz, réexaminent cette stratégie et évaluent la faisabilité d'une réduction du délai affiché pour entreprendre les travaux permettant d'atteindre un démantèlement de niveau 3. Cette évaluation doit intégrer et optimiser les contraintes liées à la surveillance et à la maintenance à long terme des installations arrêtées et doit prendre en compte le problème de la gestion des déchets radioactifs, notamment ceux de très faible activité qui seront produits en grande quantité. A la demande de la Direction générale de l'énergie et des matières premières du ministère chargé de l'industrie, EDF a également produit en 1999 une étude comparant différents scénarios de démantèlement du circuit primaire des réacteurs à eau pressurisée. Cette étude confirme la possibilité du démantèlement de ces réacteurs dans les limites des coûts provisionnés par l'exploitant et fait apparaître l'intérêt d'un démantèlement dans des délais plus courts que ceux initialement prévus.

Pour des installations autres que les réacteurs (usines, laboratoires), qui ont un inventaire en radioéléments émetteurs alpha plus important, un démantèlement rapide peut bien souvent être envisagé, une attente éventuelle n'entraînant pas de gain substantiel en termes de radioprotection.

2 L'ÉVOLUTION DE LA SITUATION EN 1999

2 | 1

Les réacteurs de puissance

2 | 1 | 1

La centrale des Monts d'Arrée

La centrale des Monts d'Arrée (réacteur EL4), située sur les territoires des communes de Brennilis et de Loqueffret, était un prototype de 70 MWe modéré à l'eau lourde et refroidi au gaz carbonique. Elle a été exploitée par le CEA entre 1966 et 1985.

Le décret autorisant le démantèlement partiel du réacteur EL4 et sa transformation en installation d'entreposage de ses propres matériels a été signé le 31 octobre 1996. Les travaux conduisant au démantèlement total du bâtiment du combustible irradié et de la station de traitement des effluents et au démantèlement partiel du bâtiment réacteur sont en cours.

A la suite d'une visite de surveillance, les inspecteurs ont constaté la saturation progressive des aires d'entreposage de déchets. Afin de remédier à cette situation peu satisfaisante, le DSIN a demandé en septembre à l'exploitant de lui transmettre un plan précis d'évacuation des déchets entreposés, destiné à désengorger rapidement le site.



Centrale nucléaire de Brennilis

Par ailleurs, en application du décret du 31 octobre 1996, le CEA a soumis fin 1999 aux ministres chargés de l'industrie et de l'environnement une étude définissant les options envisageables pour un démantèlement complet accéléré de son installation. L'examen des conclusions de cette étude est en cours au sein de l'Autorité de sûreté.

Le 6 décembre, le CEA et EDF ont adressé conjointement aux ministres chargés de l'industrie et de l'environnement une demande de changement d'exploitant. EDF souhaite en effet renforcer le développement de ses compétences dans le pilotage du démantèlement de ses installations nucléaires.

2 | 1 | 2

Les réacteurs de la filière uranium naturel-graphite-gaz (UNGG)

Constitutifs du premier parc électronucléaire d'EDF, les six réacteurs civils de cette filière, implantés respectivement sur les centres de production de Chinon, de Saint-Laurent-des-Eaux et du Bugey, se trouvent actuellement à différents stades de leur déclassement.

• Les réacteurs Chinon A1D et A2D

Les anciens réacteurs Chinon A1 et Chinon A2 ont été démantelés respectivement aux niveaux 1 et 2 de l'AIEA en 1982 et 1991 et ont été transformés en installations d'entreposage de leurs propres matériels. Ces installations sont maintenues sous surveillance par l'exploitant.

• Le réacteur Chinon A3D

Le démantèlement partiel du réacteur Chinon A3 a été autorisé par décret du 27 août 1997. Les travaux effectués depuis lors ont permis d'atteindre en 1999 le niveau 2 de démantèlement selon la classification de l'AIEA.



CNPE de Chinon

• Les réacteurs Saint-Laurent-des-Eaux A1 et A2

Le décret autorisant la réalisation des opérations de mise à l'arrêt définitif des deux réacteurs a été signé le 11 avril 1994. La réalisation de ces opérations a pris du retard du fait de difficultés rencontrées sur les premiers chantiers engagés. En 1999, la principale opération a concerné l'assainissement des piscines.

L'exploitant a transmis en 1998 et 1999 à la DSIN les documents de sûreté relatifs à la phase de démantèlement partiel de ces deux réacteurs. L'analyse de ces documents fera l'objet d'un examen par le Groupe permanent d'experts chargé des laboratoires et usines en 2000.

• Le réacteur Bugey 1

Le décret autorisant la réalisation des opérations de mise à l'arrêt définitif du réacteur Bugey 1 a été signé le 30 août 1996. Les principaux travaux effectués ont porté sur la fin des opérations de démontage des appareils sous eau de la piscine. Il reste maintenant à entreprendre les travaux d'assainissement de l'eau de la piscine.

A la suite d'une visite de surveillance, le DSIN a demandé début 1999 à l'exploitant de remédier dans les plus brefs délais à la situation peu satisfaisante de l'entreposage sur site de chemises de graphite. Une campagne de reprise et de conditionnement devrait permettre de les évacuer vers le Centre de l'Aube à partir de l'an 2000.

Par ailleurs, l'exploitant a transmis début 1999 à la DSIN les documents de sûreté relatifs à la phase de démantèlement partiel du réacteur. L'analyse de ces documents fera l'objet d'un examen par le Groupe permanent d'experts chargé des laboratoires et usines en 2000.

2 | 1 | 3

Le réacteur Chooz A D (centrale nucléaire des Ardennes)

La centrale nucléaire des Ardennes est la première centrale nucléaire française de la filière des réacteurs à eau sous pression. Elle a été exploitée en production jusqu'en 1991 par la Société d'énergie nucléaire franco-belge des Ardennes (SENA). Un décret autorisant le transfert de l'exploitation de la centrale nucléaire des Ardennes de la SENA à EDF a été signé le 16 octobre 1996.

EDF a déposé le 27 février 1997 une demande d'autorisation en vue du démantèlement partiel et de la transformation du réacteur en installation d'entreposage de ses propres matériels. Du fait de la spécificité de cette installation dont le réacteur se trouve dans une caverne, le niveau de démantèlement visé par EDF est un niveau 1, renforcé par des dispositifs de confinement et de surveillance adaptés à la période d'attente de longue durée (50 ans) envisagée avant démantèlement total. Le démantèlement partiel du réacteur Chooz A a fait l'objet d'une autorisation par décret du 19 mars 1999. Comme dans le cas du réacteur EL4, le décret stipule que l'exploitant doit évaluer la possibilité d'effectuer le démantèlement complet du réacteur selon un échéancier accéléré.

Parallèlement, une procédure de modification de l'arrêté d'autorisation de rejets d'effluents gazeux, prenant en compte la future configuration technique de l'installation, est en cours d'instruction.

2 | 1 | 4

Le réacteur Superphénix

Le réacteur à neutrons rapides Superphénix, prototype industriel refroidi au sodium, est implanté à Creys-Malville. Conformément à la décision prise par le Gouvernement en février 1998, ce réacteur, d'une puissance thermique brute de 3000 MW et d'une puissance électrique de 1200 MWe, est en cours de mise à l'arrêt définitif.

Dans une première phase de travaux, qui est couverte par le décret n° 98-1305 du 30 décembre 1998, l'exploitant du réacteur est autorisé à :

- décharger le réacteur de son combustible ;
- réaliser la vidange et l'entreposage du sodium ;
- démonter certaines installations non nucléaires définitivement mises hors service ainsi que des systèmes et matériels qui ne sont plus requis pour la sûreté.

Les autres étapes de la mise à l'arrêt définitif de l'installation devront faire l'objet d'approbations ultérieures par décret.



**Déchargement
des combustibles usés
du réacteur Superphénix**

L'année 1999 a été mise à profit pour préparer le déchargement des 650 assemblages fertiles et fissiles présents dans le cœur du réacteur. La réalisation de cette opération a nécessité au préalable :

- la mise en place de cordons chauffants afin de pouvoir maintenir sous forme liquide le sodium du cœur du réacteur après l'arrêt des pompes primaires ;
- la mise à jour du référentiel de sûreté du réacteur et l'établissement du dossier de sûreté relatif au déchargement des assemblages ;
- la mise en exploitation de l'Atelier pour l'évacuation du combustible irradié.

L'ensemble de ces points a fait l'objet d'un suivi attentif de l'Autorité de sûreté.

La mise en place des cordons chauffants

Afin de pouvoir arrêter les pompes primaires lors du déchargement du combustible, et compte tenu de la très faible puissance résiduelle du réacteur, il a été nécessaire de concevoir un dispositif permettant de maintenir le sodium à une température suffisamment élevée pour qu'il ne se solidifie pas. Le dispositif retenu par EDF est constitué de deux séries de résistances chauffantes fixées à la cuve de sécurité du réacteur, chaque série de résistances étant capable de maintenir seule le sodium à la température nécessaire.

Le DSIN a autorisé début août l'arrêt des pompes primaires et la mise en service du dispositif. Les essais qui ont suivi ont permis à EDF de démontrer la validité de la conception de ce dispositif.

L'instruction du dossier relatif au déchargement du combustible

Le décret de mise à l'arrêt définitif du 30 décembre 1998 prévoit qu'EDF envoie pour approbation au DSIN, au moins trois mois avant le début des opérations de déchargement, un dossier justifiant la sûreté des opérations de déchargement.

Le dossier a été transmis par EDF en juin. L'instruction technique s'est déroulée jusqu'à la fin de septembre. Pendant cette instruction, lors des essais du dispositif permettant d'extraire les assemblages irradiés de la cuve du réacteur pour les transférer vers le premier poste de manutention, il est apparu qu'une chaîne permettant de manipuler les assemblages ne pouvait plus être manœuvrée. Les investigations menées par EDF ont montré que cette chaîne ne reposait plus sur la poulie permettant de la manœuvrer. La DSIN a demandé à EDF de s'expliquer sur les origines de cet incident et de proposer des dispositions afin d'éviter qu'il ne se reproduise.

La DSIN a finalement délivré l'autorisation de décharger le combustible le 30 novembre.

La clarification des exigences de sûreté

Compte tenu des nouvelles conditions d'exploitation du réacteur liées à la mise à l'arrêt définitif, un travail de clarification des exigences de sûreté applicables a été mené par EDF, en accord avec l'Autorité de sûreté. Par exemple, les modifications visant à améliorer le fonctionnement en puissance ont été abandonnées. De plus, les règles générales d'exploitation ont dû être adaptées pour prendre en compte le fonctionnement du dispositif de maintien en température du sodium primaire. Les chapitres portant sur le fonctionnement en puissance ont été supprimés. En revanche, des compléments ont dû être apportés concernant les règles applicables aux opérations de déchargement. Ces nouvelles règles ont été approuvées par le DSIN en décembre 1999.

L'autorisation d'introduction du premier assemblage irradié dans la piscine de l'Atelier pour l'évacuation du combustible irradié (APEC)

L'APEC est une installation nucléaire de base distincte du réacteur de Creys-Malville. Elle est constituée principalement d'une piscine d'entreposage destinée à recevoir le combustible évacué de la cuve du réacteur.



APEC : piscine de désactivation

L'examen des dispositions de sûreté relatives à l'APEC, en vue d'autoriser l'introduction du premier assemblage combustible, s'est terminé en 1999. Plusieurs inspections de l'Autorité de sûreté menées en 1999 ont permis de vérifier la mise en place des modifications nécessaires. L'autorisation de mise en actif de l'installation a été délivrée le 30 novembre par les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie.

Le devenir des cœurs du réacteur et le traitement du sodium

EDF a présenté en 1999 les diverses solutions possibles pour entreposer puis retraiter le cœur irradié et le cœur neuf du réacteur. Néanmoins, les solutions dépendent d'accords à trouver entre EDF et ses partenaires, dont le CEA et la COGEMA. La DSIN a d'ores et déjà commencé à examiner les conséquences des différentes solutions envisagées par EDF, aux plans technique et réglementaire.

L'étape qui suivra le déchargement du cœur sera la vidange du sodium du réacteur. De manière à anticiper les instructions techniques nécessaires, la DSIN a demandé à EDF de présenter les options possibles ainsi que les contraintes techniques qui en découlent. Une première réunion à ce sujet a eu lieu en 1999.

2 | 2

Les réacteurs de recherche

2 | 2 | 1

Le réacteur Rapsodie

Rapsodie, réacteur expérimental de la filière à neutrons rapides, a été arrêté le 15 avril 1983. La mise à l'arrêt définitif a été prononcée le 28 mai 1985. A partir de 1987, cette installation a fait l'objet de travaux qui devaient la conduire à un démantèlement partiel.

Ces travaux ont été interrompus en 1994 à la suite d'un accident mortel survenu lors du lavage d'un réservoir de sodium. Cet accident, qui souligne les risques que comporte le démantèlement, a nécessité des travaux de réhabilitation et d'assainissement partiel qui se sont terminés à la fin de 1997. Depuis lors, les travaux d'assainissement et de démantèlement partiel ont repris pour se poursuivre jusqu'en 2003.

En mars, le CEA a fait parvenir à la DSIN un second rapport émis par la commission d'enquête interne du CEA concernant l'accident du 31 mars 1994. Ce rapport présente les résultats d'études et analyses complémentaires demandées par l'Administrateur général du CEA. Il est en cours d'instruction par l'Autorité de sûreté, qui s'appuie pour cela sur l'expertise de l'IPSN et de l'INERIS. Ces organismes avaient déjà examiné à la demande de l'Autorité de sûreté le premier rapport émis par la commission d'enquête interne du CEA en 1994.

En mai, le CEA a précisé les actions envisagées pour démanteler totalement son installation selon trois étapes :

- de 1999 à 2003, poursuite des opérations de démantèlement partiel ;
- de 2004 à 2020, phase de surveillance à préciser par le CEA en fonction du degré d'assainissement de l'installation atteint ;
- après 2020, reprise des opérations de démantèlement pour parvenir au niveau 3 de la classification de l'AIEA.

Le CEA s'est engagé à fournir pour la fin de l'année 1999 un rapport de sûreté révisé en vue d'établir un référentiel de sûreté global pour l'INB 25, qui comprend Rapsodie et le Laboratoire de découpage d'assemblages combustibles (LDAC), auquel seront associées de nouvelles prescriptions techniques.

2 | 2 | 2

Le réacteur Harmonie

Le réacteur Harmonie, installé sur le site CEA de Cadarache, a cessé définitivement d'être exploité en 1996. Ce réacteur était une source de neutrons calibrés, principalement utilisés pour l'étalonnage de détecteurs et l'étude des propriétés de certains matériaux. Après l'évacuation de l'uranium appauvri, des dispositifs expérimentaux, du combustible et des sources qu'il contenait, l'Autorité de sûreté reste dans l'attente de la transmission par l'exploitant des documents définissant les opérations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement.

2 | 2 | 3

Le réacteur Mélusine

Mélusine est un réacteur piscine exploité par le CEA sur son Centre d'études de Grenoble. L'état de mise à l'arrêt définitif a été prononcé en 1994.

En vue d'obtenir l'autorisation de procéder aux opérations de démantèlement, le CEA a transmis en septembre une demande d'autorisation de modification de son installation et une demande de révision de ses autorisations de rejets et de prélèvement d'eau. L'enquête publique qui sera lancée dans le cadre de l'instruction de ces demandes devrait avoir lieu en 2000 en même temps que celles nécessitées par le renouvellement des autorisations de rejets d'effluents et de prélèvements d'eau des autres INB du Centre de Grenoble.

2 | 2 | 4

Le réacteur Siloé

Le réacteur Siloé, situé sur le site CEA de Grenoble, est arrêté depuis le 23 décembre 1997.

L'exploitant a transmis en 1998 un dossier exposant sa démarche pour maîtriser la sûreté des opérations devant conduire à la cessation définitive d'exploitation de son installation. Ces opérations comprennent notamment l'évacuation des combustibles et des nombreux équipements et dispositifs expérimentaux encore présents dans l'installation. L'exploitant a également transmis une mise à jour des règles générales d'exploitation. La démarche de l'exploitant a été approuvée par l'Autorité de sûreté en octobre 1999. Les opérations d'assainissement devraient durer jusqu'en 2003.

2 | 2 | 5

Le réacteur universitaire de Strasbourg

De conception et de caractéristiques très proches de celles du réacteur Ulysse de Saclay, le réacteur universitaire de Strasbourg (RUS - Université Louis Pasteur) était principalement utilisé pour la réalisation d'irradiations expérimentales et la production de radioisotopes à vie courte.

Ce réacteur a été mis à l'arrêt à la fin de l'année 1997. Des discussions sont en cours pour préparer le programme d'assainissement et de démantèlement. Au cours de l'année 1999, l'exploitant a fait parvenir à la DSIN un dossier relatif au déchargement du combustible du cœur de ce réacteur. Ce combustible sera évacué vers le site COGEMA de La Hague.

2 | 3

Les laboratoires et ateliers du CEA

Parallèlement au démantèlement de ses réacteurs de recherche et au démantèlement du réacteur EL4, le CEA assume, dans le cadre d'un programme d'assainissement de grande envergure, la maîtrise d'ouvrage de plusieurs opérations de démantèlement d'installations situées à La Hague, à Cadarache, à Fontenay-aux-Roses et à Saclay.

Le programme d'assainissement a été décrit, en tant que tel, par le CEA dans un document remis à la DSIN en 1998. Un premier examen de ce document a été effectué lors d'une réunion conjointe des Groupes permanents d'experts chargés respectivement des laboratoires et usines et des déchets le 12 mai. Ce travail a fait apparaître la nécessité d'un examen plus approfondi vers 2001 de la politique d'assainissement du CEA et du retour d'expérience qu'il tire des démantèlements qu'il a déjà conduits.

La DSIN veille à ce que la sûreté soit bien prise en compte par le CEA dans l'échéancier qu'il s'est fixé. En effet, dans un contexte où le financement des opérations de démantèlement s'avère difficile, il convient que le CEA développe une approche raisonnée pour définir ses priorités et que soit correctement prise en compte la nécessité de donner un traitement et un exutoire sûrs à chacune des catégories de déchets produits.

A l'occasion de l'instruction des dossiers, il est apparu que l'application au démantèlement de laboratoires du cadre réglementaire fixé par le décret du 11 décembre 1963 modifié relatif aux installations nucléaires devait faire l'objet d'aménagements par rapport à l'approche traditionnelle qui a été retenue jusque là pour le démantèlement des réacteurs de puissance. Une réflexion sur le sujet a été engagée par l'Autorité de sûreté. Elle devrait conduire à une révision de l'encadrement réglementaire des opérations de déclassement, et en particulier de la circulaire de 1990 de la DSIN sur les étapes réglementaires du démantèlement des installations nucléaires. L'orientation de cette révision devrait traduire la volonté de l'Autorité de sûreté d'inciter les exploitants à préparer et à justifier bien en amont l'ensemble des opérations nécessaires au déclassement de leurs installations.

2 | 3 | 1

L'Atelier pilote de retraitement AT1

L'Atelier pilote AT1, exploité par le CEA sur le site COGEMA de La Hague, a retraité du combustible en provenance des réacteurs surgénérateurs Rapsodie et Phénix de 1969 à 1979. Il fait partie de l'INB 33 (usine UP2 400).

Le démantèlement de cette installation a débuté en 1982. La fin des opérations de démantèlement partiel est prévue au début de l'année 2000. Le CEA envisage de demander alors le déclassement de cette installation.



Atelier AT1 de La Hague – Vue avant assainissement



Atelier AT1 de La Hague – Vue après assainissement



Atelier AT1 de La Hague : écroutage

2 | 3 | 2

L'Atelier de fabrication de sources de césium 137 et de strontium 90 (ELAN IIB)

L'installation ELAN IIB, exploitée par le CEA sur le site COGEMA de La Hague, a fabriqué jusqu'en 1973 des sources de césium 137 et de strontium 90.

LA MISE À L'ARRÊT ET LE DÉMANTÈLEMENT DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

Les opérations de démantèlement réalisées par la société Technicatome ont pris fin en novembre 1991. L'Unité de démantèlement des installations nucléaires (UDIN) du CEA a repris la maîtrise d'œuvre des opérations d'assainissement qui reprendront en 2002.

De nouvelles règles générales d'exploitation ont été proposées en 1998 par l'exploitant. La refonte du rapport de sûreté de 1981 est envisagée par le CEA en 2000.

2 | 3 | 3

Les Ateliers de traitement de l'uranium enrichi (ATUE)

Les ATUE du Centre CEA de Cadarache assuraient la conversion en oxyde fritté de l'hexafluorure d'uranium en provenance des usines d'enrichissement isotopique. Ils effectuaient en outre le retraitement chimique des déchets de fabrication des éléments combustibles en vue de la récupération de l'uranium enrichi contenu. L'installation comprenait un incinérateur de liquides organiques faiblement contaminés.

Cet incinérateur a été arrêté fin 1997. Les opérations d'assainissement qui ont suivi cet arrêt se sont poursuivies en 1999. Une demande d'autorisation pour un assainissement poussé de l'installation puis son démantèlement a été déposée par le CEA. Cette demande est en cours d'instruction. Les opérations d'assainissement poussé doivent durer jusqu'en 2002.

2 | 3 | 4

Le Laboratoire de découpage d'assemblages combustibles (LDAC)

Installé à Cadarache, le LDAC, qui fait partie de la même INB que le réacteur Rapsodie, avait pour mission d'effectuer des contrôles et des examens sur les combustibles irradiés dans le réacteur Rapsodie ou d'autres réacteurs de la filière à neutrons rapides. Ce laboratoire est à l'arrêt depuis 1997.

Dans le périmètre de l'INB, on compte neuf ICPE dont quatre sont à l'arrêt définitif et l'une, le laboratoire de métallographie actif, a bénéficié le 25 mai 1997 d'une autorisation provisoire pour poursuivre son exploitation. Les prescriptions techniques définitives associées à l'exploitation de cette installation sont en cours de préparation.

2 | 3 | 5

Le Laboratoire de chimie du plutonium (LCPu)

Jusqu'en juillet 1995, le Laboratoire de chimie du plutonium (LCPu) du Centre CEA de Fontenay-aux-Roses effectuait des opérations de recherche et de développement portant sur le retraitement de combustibles irradiés et le traitement de déchets.

Le DSIN a autorisé en 1997 l'exploitant à poursuivre les opérations de cessation définitive d'exploitation dans le cadre d'un nouveau référentiel de sûreté. Ces opérations doivent s'achever en 2001.

En 1999, l'évacuation des matières nucléaires de l'INB s'est poursuivie, mais à un rythme contrarié par des difficultés liées aux agréments d'emballages de transport. Cette évacuation pourrait s'achever en 2000. Ne resteront alors dans l'installation que les matières nucléaires, en faible quantité, encore contenues dans les capacités et les canalisations. Elles feront l'objet d'opérations de récupération, de traitement et de conditionnement en vue de leur évacuation.

Le DSIN a autorisé en septembre l'assainissement des cuves de l'installation ayant contenu des solutions plutonifères puis, en novembre, le traitement des effluents de haute activité dans la chaîne de cellules blindées Prolixe.

Les inspections qui ont été effectuées au cours de ces deux dernières années, et en particulier en 1999, font apparaître une nette progression de l'exploitant dans la maîtrise de la gestion et de l'évacuation des nombreux déchets situés dans cette INB à la fin de sa période d'exploitation.

2 | 3 | 6

Le Laboratoire d'études de combustibles à base de plutonium

Ce laboratoire de radio-métallurgie implanté sur le site CEA de Fontenay-aux-Roses a comporté deux tranches, dénommées RM1 et RM2, implantées dans deux bâtiments distincts. Les activités de ce laboratoire d'études de combustibles irradiés ont cessé en 1984.

L'arrêt définitif de l'installation a été prononcé à la fin de l'année 1991. Les opérations d'assainissement ont commencé à cette époque pour prendre fin en 1995. Les déchets radioactifs issus de l'assainissement ont depuis été évacués ainsi qu'une importante quantité de matériels.

En 1998, le CEA a demandé le déclassement de cette INB. Il a fourni en 1999 un bilan de fin d'assainissement de la partie RM1 et un plan d'actions programmé en vue d'un assainissement plus poussé de la partie RM2. Ce plan d'action devrait être exécuté au cours de l'année 2000. L'installation pourrait être rayée de la liste des INB en 2000, après instruction des dossiers transmis par l'exploitant.

2 | 3 | 7

L'Atelier de réalisation d'assemblages combustibles (ARAC)

Cet atelier du CEA de Saclay, qui fabriquait des assemblages combustibles prototypes ainsi que de petits crayons destinés à des dispositifs expérimentaux pour irradiation dans les réacteurs d'études, a cessé d'être exploitée en 1995.

Les matières nucléaires entreposées ont été évacuées et l'installation a été complètement assainie.

Le CEA a sollicité en 1998 le déclassement de l'INB 81 et a fourni en 1999 un inventaire radiologique en vue de son déclassement. L'installation a été rayée de la liste des INB le 28 décembre.

2 | 3 | 8

L'accélérateur Saturne

Saturne est un accélérateur de particules, situé sur le Centre CEA de Saclay, dédié à la recherche fondamentale ou appliquée, ayant mis en œuvre des faisceaux de protons, de deutérons, d'hélium, voire d'ions plus lourds, à une énergie maximale autorisée de 3 GeV.

L'arrêt de production décidé au 31 décembre 1997 a été précédé par l'effondrement du toit du bâtiment 126, le 2 décembre 1997. En 1999, l'exploitant a procédé au renforcement des charpentes et des structures du bâtiment et à l'allègement des matériaux de la couverture. L'évacuation des parties effondrées sera achevée en février 2000.

En juillet, l'exploitant a informé l'Autorité de sûreté du maintien des activités du laboratoire de mesures magnétiques en partie nord de l'installation et du projet d'implantation en partie est de l'accélérateur IPHI, injecteur de protons de haute intensité, au cours de l'année 2001.

Les travaux correspondants devraient débuter selon les prévisions du CEA en 2001.

Le déclassement de l'INB 48 pourra être prononcé à l'issue des opérations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement après présentation par le CEA d'un bilan de ces opérations.

2 | 3 | 9

L'accélérateur linéaire de Saclay (ALS)

L'accélérateur linéaire d'électrons de Saclay est implanté sur le site de l'Orme des Merisiers sur le plateau de Saclay. Il est exploité par le CEA.

Il est à l'arrêt depuis 1996 et actuellement en phase de cessation définitive d'exploitation.

2 | 4

Les autres installations

2 | 4 | 1

L'usine FBFC de Pierrelatte

Jusqu'en mars 1999, la société FBFC produisait dans son usine de Pierrelatte des combustibles neufs à base d'oxyde d'uranium faiblement enrichi. La mise en application du plan de restructuration de FBFC l'a conduite à engager une procédure de mise à l'arrêt définitif de cette installation. La demande de mise à l'arrêt définitif et démantèlement de l'usine avec pour objectif final la libération du site a été déposée par l'exploitant en juillet avec les documents de sûreté nécessaires à l'instruction de ce dossier. La DSIN a préparé un projet de décret de mise à l'arrêt définitif. La CIINB a émis un favorable sur ce projet le 10 décembre.

Parallèlement, deux demandes d'autorisation d'ICPE ont été formulées :

- en 1998, pour l'implantation d'une installation de fabrication de sources radioactives étalons ;
- en 1999, pour la création d'une installation d'entreposage de déchets industriels et de déchets TFA.

L'ICPE « fabrication de sources » a été autorisée par arrêté du 22 juin.

Le dossier de l'ICPE « entreposage de déchets industriels » est en cours d'instruction.

2 | 4 | 2

L'irradiateur de la Société normande de conserve et stérilisation (SNCS)

L'installation d'ionisation SNCS, implantée à Osmanville dans le Calvados et autorisée par décret du 17 octobre 1990, a été utilisée pour la stérilisation de denrées alimentaires et de matériels médico-chirurgicaux.

Les sources de cobalt 60 contenues dans l'installation ont été transférées en 1995 dans des ionisateurs exploités par la Société Ionisos.

Le dossier établi en vue de la mise à l'arrêt définitif et du démantèlement de l'installation est en cours d'instruction par l'Autorité de sûreté. Il a pour objectif de permettre, à terme, de rayer l'installation de la liste des INB.

3 PERSPECTIVES

L'application dans plus d'une vingtaine de cas du cadre réglementaire précisé en 1990 pour la mise à l'arrêt définitif et le démantèlement des installations nucléaires de base a permis de mettre en lumière la nécessité d'une adaptation. En effet, la procédure actuelle couvrant le déclassé des INB est lourde et présente des effets pervers. Elle incite les exploitants à fractionner les projets de démantèlement, ce qui nuit à la cohérence d'ensemble de ces projets. Elle traite de plus essentiellement du cas des réacteurs de puissance et prend mal en compte les spécificités des laboratoires et des usines.

Une réflexion sur ce sujet a été engagée par l'Autorité de sûreté. Elle devrait conduire à faire des propositions d'évolution des textes en vigueur.

Les années à venir seront également mises à profit pour analyser de manière approfondie les stratégies et les scénarios de démantèlement proposés par les exploitants. Ces stratégies, qui ont souvent été fondées sur une approche qualitative des problèmes rencontrés au fur et à mesure des différentes étapes conduisant au déclassé des installations, doivent être mieux justifiées au regard de la sûreté. Elles doivent couvrir d'emblée toute la fin de vie des installations, depuis l'arrêt définitif d'exploitation jusqu'à leur déclassé.

Les dossiers concernant un démantèlement accéléré demandés à EDF et au CEA pour les réacteurs Chooz A et EL4 respectivement en 1999 et en 1996 permettront d'engager cette analyse. L'étude du démantèlement des REP de 900 MW remise par EDF à la DGEMP en septembre 1999 sera également examinée.

4 LISTE DES RÉACTEURS DÉCLASSÉS OU EN VOIE DE DÉCLASSÉ AU 31.12.1999

| Installation <i>Localisation</i> | N° INB | Mise en Service | Arrêt Définitif de Production | Puissance Thermique (MW) | Derniers Actes Réglementaires | Etat Actuel |
|-------------------------------------|----------------------|-----------------|-------------------------------|--------------------------|---|--|
| EL2 <i>SACLAY</i> | (ex INB n° 13) | 1952 | 1965 | 2,8 | Rayé de la liste des INB | Source scellée |
| CHINON A1D (ex CHINON A1) | 133 (ex INB n° 5) | 1963 | 1973 | 300 | 1982 : Décret de confinement de Chinon A1 et de création de l'INB d'entreposage Chinon A1D | Partiellement démantelé, modifié en INB d'entreposage des déchets laissés en place (musée) |
| CÉSAR <i>CADARACHE</i> | (ex INB n° 26) | 1964 | 1974 | 0,01 | 1978 : Rayé de la liste des INB | Démantelé |
| ZOÉ <i>FAR*</i> | (ex INB n° 11) | 1948 | 1975 | 0.25 | 1978 : Rayé de la liste des INB et classé en ICPE | Confiné (musée) |
| PEGGY <i>CADARACHE</i> | (ex INB n° 23) | 1961 | 1975 | 0.001 | 1976 : Rayé de la liste des INB | Démantelé |
| PÉGASE <i>CADARACHE</i> | 22 | 1963 | 1975 | 35 | 1980 : Décret de modification du réacteur en stockage de substances radioactives (décret modifié en 1989) | Partiellement démantelé, nouvelle installation de stockage de substances radioactives |
| MINERVE <i>FAR*</i> | (ex INB n° 12) | 1959 | 1976 | 100 W | 1977 : Rayé de la liste des INB | Démonté à FAR et remonté à CADARACHE |

LA MISE À L'ARRÊT ET LE DÉMANTÈLEMENT DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

| Installation Localisation | N° INB | Mise en Service | Arrêt Définitif de Production | Puissance Thermique (MW) | Derniers Actes Réglementaires | Etat Actuel |
|-------------------------------|------------------------------|---|-------------------------------|--------------------------|--|--|
| EL3 SACLAY | (ex INB n° 14) | 1957 | 1979 | 18 | 1988 : Rayé de la liste des INB et classé en ICPE | Partiellement démantelé, parties restantes confinées |
| NÉRÉIDE FAR* | (ex INB n° 10) | 1960 | 1981 | 0,5 | 1987 : Rayé de la liste des INB | Démantelé |
| TRITON FAR* | (ex INB n° 10) | 1959 | 1982 | 6,5 | 1987 : Rayé de la liste des INB et classé en ICPE | Démantelé |
| RAPSODIE CADARACHE | 25 | 1967 | 1983 | 20 puis 40 | | En cours de démantèlement |
| MARIUS CADARACHE | (ex INB n° 27) | 1960 à MARCOULE 1964 à CADARACHE | 1983 | 400 W | 1987 : Rayé de la liste des INB | Démantelé |
| EL4D (ex EL4) BRENNILIS | 162 (ex INB n° 28) | 1966 | 1985 | 250 | 1996 : Décret de démantèlement partiel d'EL4 et de création de l'INB d'entreposage EL4D | En cours de démantèlement partiel |
| CHINON A2D (ex CHINON A2) | 153 (ex INB n° 6) | 1965 | 1985 | 865 | 1991 : Décret de démantèlement partiel de Chinon A2 et de création de l'INB d'entreposage Chinon A2D | Partiellement démantelé, modifié en INB d'entreposage des déchets laissés en place |
| MÉLUSINE GRENOBLE | 19 | 1958 | 1988 | 8 | | En état de mise à l'arrêt définitif |
| CHINON A3D (ex CHINON A3) | 161 (ex INB n° 7) | 1966 | 1990 | 1360 | 1996 : Décret de démantèlement partiel de Chinon A3 et de création de l'INB d'entreposage Chinon A3D | Partiellement démantelé, modifié en INB d'entreposage des déchets laissés en place |
| ST-LAURENT A1 | 46 | 1969 | 1990 | 1662 | 1994 : Décret de mise à l'arrêt définitif | En cours de mise à l'arrêt définitif |
| CHOOZ AD (ex CHOOZ A) | 163 (ex INB n°s A1, 2, 3) | 1967 | 1991 | 1040 | 1999 : Décret de démantèlement partiel de Chooz A et de création de l'INB d'entreposage Chooz AD | Partiellement démantelé, modifié en INB d'entreposage des déchets laissés en place |
| ST-LAURENT A2 | 46 | 1971 | 1992 | 1801 | 1994 : Décret de mise à l'arrêt définitif | En cours de mise à l'arrêt définitif |
| BUGEY 1 | 45 | 1972 | 1994 | 1920 | 1996 : Décret de mise à l'arrêt définitif | En cours de mise à l'arrêt définitif |
| HARMONIE CADARACHE | 41 | 1965 | 1996 | 0,001 | | En cours de cessation définitive d'exploitation |
| SILOE GRENOBLE | 21 | 1963 | 1997 | 35 | | En cours de cessation définitive d'exploitation |
| RUS STRASBOURG | 44 | 1967 | 1997 | 0,1 | | En cours de cessation définitive d'exploitation |
| SUPERPHENIX CREYS-MALVILLE | 91 | 1985 | 1997 | 3000 | 1998 : Décret de mise à l'arrêt définitif | En cours de mise à l'arrêt définitif |

(*) Fontenay-aux-Roses

5 LISTE DES INSTALLATIONS, AUTRES QUE LES RÉACTEURS, DÉCLASSÉES OU EN VOIE DE DÉCLASSEMENT AU 31.12.99

| Installation <i>Localisation</i> | N° INB | Type d'installation | Mise en service | Arrêt définitif de production | Derniers actes réglementaires | Etat actuel |
|-------------------------------------|----------------|---|--------------------|-------------------------------------|-------------------------------------|---|
| LE BOUCHET | (ex INB n° 30) | Traitement de minerais | 1953 | 1970 | Rayé de la liste des INB | Démantelé |
| ATTILA* FAR** | 57 | Pilote de retraitement | 1966 | 1975 | | Démantelé |
| LCPu FAR** | 57 | Laboratoire de chimie du plutonium | 1966 | 1995 | | En cours de démantèlement |
| ELAN IIB LA HAGUE | 47 | Fabrication de sources Cs 137 | 1970 | 1973 | | En cours de démantèlement |
| AT1 LA HAGUE | 33 | Retraitement de combustibles rapides | 1969 | 1979 | | En cours de démantèlement |
| GUEUGNON | (ex INB n° 31) | Traitement de minerais | | 1980 | Rayé de la liste des INB | Démantelé |
| BAT. 19 FAR** | (ex INB n° 58) | Métallurgie du plutonium | 1968 | 1984 | 1984 : Rayé de la liste des INB | Démantelé |
| RM2 FAR** | 59 | Radioméallurgie | 1968 | 1982 | | En cours de démantèlement |
| LCAC GRENOBLE | (ex INB n° 60) | Analyse de combustibles | 1968 | 1992 | 1997 : Rayé de la liste des INB | Démantelé |
| SATURNE SACLAY | 48 | Accélérateur | 1958 | 1997 | | A l'arrêt |
| SNCS OSMANVILLE | 152 | Ionisateur | 1990 | 1995 | | Assaini, en attente de déclasserment |
| ATUE CADARACHE | 52 | Traitement d'uranium | 1963 | 1997 | | En cours d'assainissement |
| ARAC SACLAY | (ex INB n° 81) | Fabrication d'assemblages combustibles | 1975 | 1995 | 1999 : Rayé de la liste des INB | Assaini |
| ALS SACLAY | 43 | Accélérateur | 1965 | 1996 | | En cours de cessa- tion définitive d'exploitation |
| FBFC PIERRELATTE | 131 | Fabrication de combustible | 1983 | 1998 | | A l'arrêt |

(*) Attila : pilote de retraitement situé dans une cellule de l'INB 57
(**) Fontenay-aux-Roses