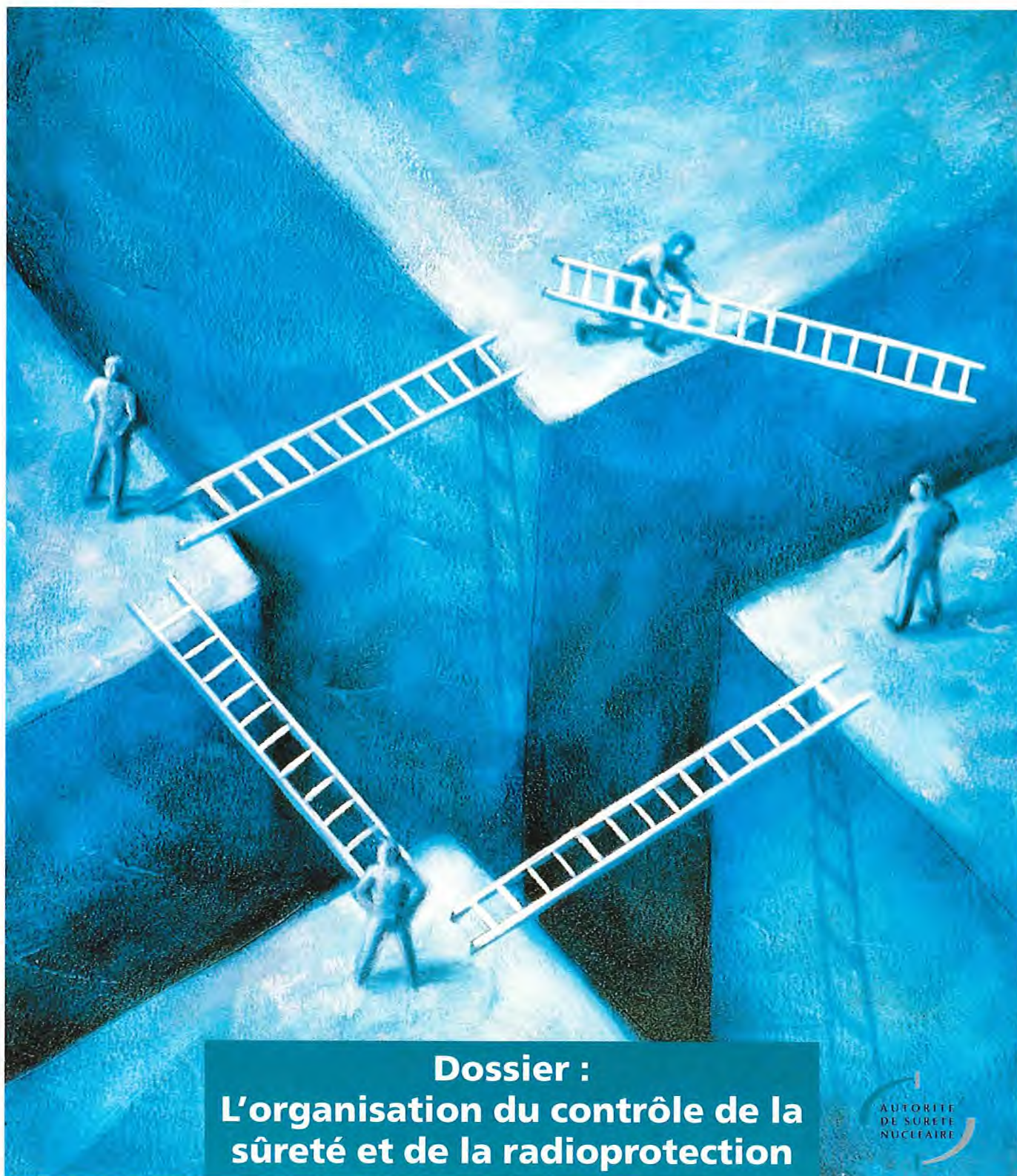


C O N T R Ô L E

LA REVUE
DE L'AUTORITÉ
DE SÛRETÉ
NUCLÉAIRE
N°106
AOÛT 95

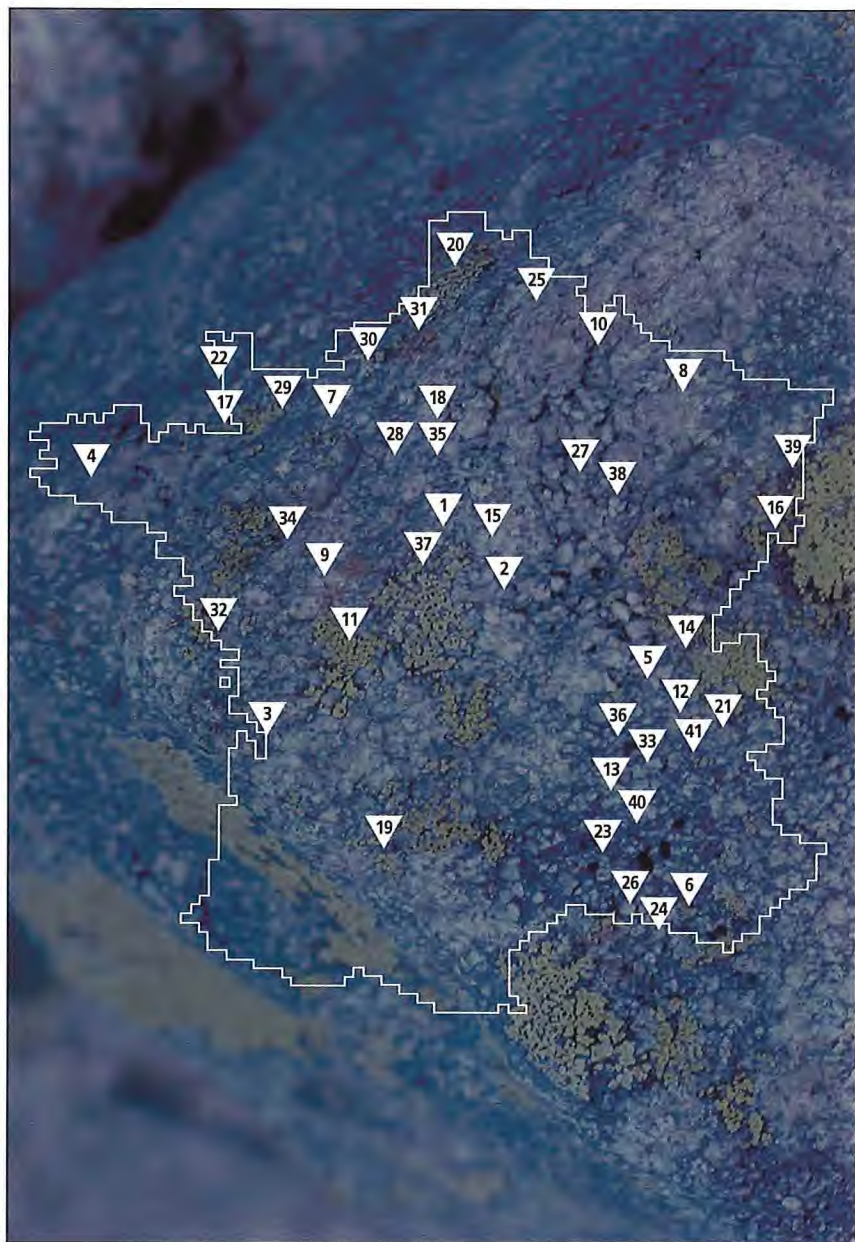


Dossier :
**L'organisation du contrôle de la
sûreté et de la radioprotection**

AUTORITÉ
DE SÛRETÉ
NUCLÉAIRE

Les installations

- 1 Beaugency ○
- 2 Belleville ▲
- 3 Blayais ▲
- 4 Brennilis ▲
- 5 Bugey ▲
- 6 Cadarache ●
- 7 Caen ○
- 8 Cattenom ▲
- 9 Chinon ▲ ○
- 10 Chooz ▲
- 11 Civaux ▲
- 12 Creys-Malville ▲
- 13 Cruas ▲
- 14 Dagneux ○
- 15 Dampierre-en-Burly ▲
- 16 Fessenheim ▲
- 17 Flamanville ▲
- 18 Fontenay-aux-Roses ●
- 19 Golfech ▲
- 20 Gravelines ▲
- 21 Grenoble ●
- 22 La Hague ☒ ■
- 23 Marcoule ▲ ☒ ●
- 24 Marseille ○
- 25 Maubeuge ○
- 26 Miramas ○
- 27 Nogent-sur-Seine ▲
- 28 Orsay ●
- 29 Osmanville ○
- 30 Paluel ▲
- 31 Penly ▲
- 32 Pouzauges ○
- 33 Romans-sur-Isère ☒
- 34 Sablé-sur-Sarthe ○
- 35 Saclay ●
- 36 Saint-Alban ▲
- 37 Saint-Laurent-des-Eaux ▲
- 38 Soulaines-Dhuys ■
- 39 Strasbourg ○
- 40 Tricastin / Pierrelatte ▲ ☒ ● ○
- 41 Veurey-Voroize ☒



- ▲ Centrales nucléaires
- ☒ Usines
- Centres d'études
- Stockage de déchets (Andra)
- Autres

Le thème du dossier de ce numéro 106 de la revue *Contrôle* est celui de l'organisation du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection.

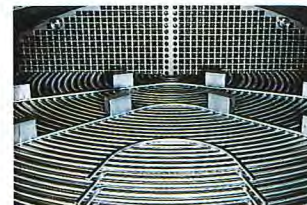
Il est clair que la protection des populations, des travailleurs et de l'environnement contre les nuisances et dangers potentiels des activités nucléaires repose sur deux piliers : la sûreté nucléaire, et la protection contre les rayonnements ionisants.

Notre propos n'est pas d'analyser les liens techniques entre ces deux disciplines, ni de parler de problèmes techniques comme les effets des faibles doses. Il n'est pas non plus de traiter de la gestion des crises, qui sera l'objet du dossier d'un numéro ultérieur de *Contrôle*. Notre propos est de traiter des organisations mises en place par les pouvoirs publics dans ces deux domaines, sûreté nucléaire et radioprotection.

Le dossier évoque la situation française, très marquée par des évolutions historiquement largement indépendantes des institutions en cause. Il évoque trois cas étrangers, ceux de pays voisins de la France : la Belgique, la Grande-Bretagne et la Suisse. Enfin, il présente un certain nombre de points de vue d'acteurs et d'observateurs diversifiés.

Est-il besoin de dire, pour conclure, que le choix du thème de ce dossier par la DSIN n'est pas neutre, et qu'il marque de la part de celle-ci une insatisfaction, et une volonté d'œuvrer avec ses partenaires pour une meilleure articulation des organisations en charge du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection ?

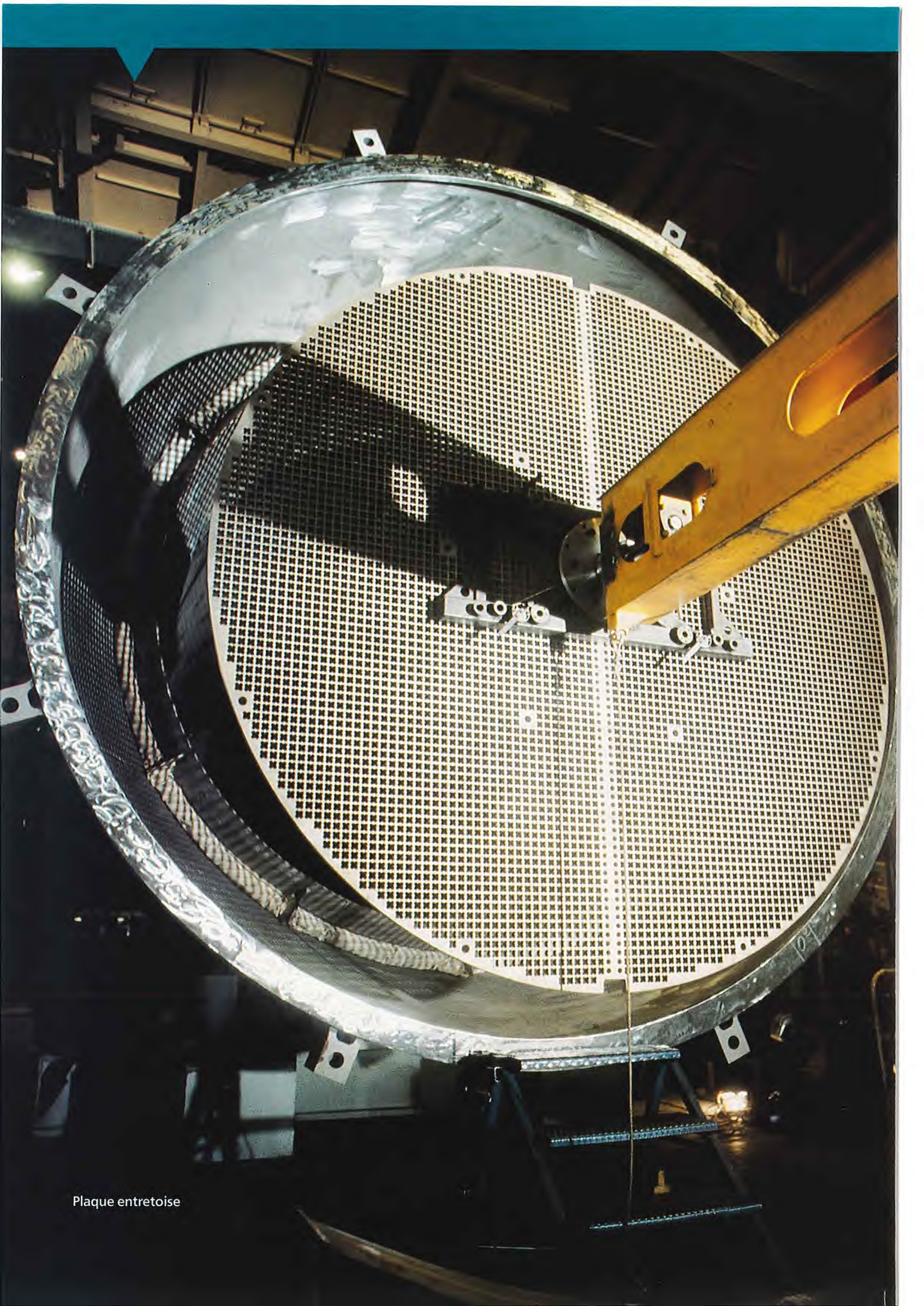
André-Claude LACOSTE
 Directeur de la Sûreté
 des Installations Nucléaires



Sommaire

- 2** Les installations
- 20** En bref... France
- 23** Relations internationales
- 29** Dossier : L'organisation du contrôle de la sûreté et de la radioprotection





Plaque entretoise

Les installations

Au cours des mois de mai et juin, 16 événements intervenus dans des centrales nucléaires ont été classés au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES. Un événement intervenu dans une installation de recherche a été classé au niveau 2. Par ailleurs, 119 inspections ont été effectuées.

Les installations non mentionnées dans cette rubrique n'ont pas fait l'objet d'événements notables en termes de sûreté nucléaire.

Le repère □ signale les différents exploitants d'un même site géographique.

Anomalie générique

Dégradation des plaques entretoises des générateurs de vapeur

En avril dernier, lors des contrôles habituellement effectués pendant l'arrêt pour rechargement du réacteur 2 de Fessenheim, une dégradation de la plaque entretoise supérieure a été constatée sur deux des trois générateurs de vapeur (voir Contrôle n° 105).

Les générateurs de vapeur sont des échangeurs de chaleur comportant environ 3000 tubes verticaux en forme de U, soutenus par huit plaques entretoises. Celles-ci permettent de maintenir l'écartement entre les tubes, de limiter leurs vibrations en fonctionnement normal et d'éviter leur rupture lors d'événements accidentels, tel qu'un séisme. Sur les générateurs de vapeur de Fessenheim 2, les plaques entretoises sont en acier ferritique.

Du fait des dégradations observées, une quinzaine de tubes ne sont plus soutenus par la plaque entretoise supérieure sur le générateur de vapeur le plus affecté. Une centaine de tubes pourraient être concernés, à terme, en cas d'évolution de la dégradation.

Les investigations complémentaires, menées par l'exploitant, permettent de conclure que ces dégradations ont été provoquées par le nettoyage chimique des générateurs de vapeur entrepris sur ce réacteur, lors de l'arrêt pour rechargement en combustible de 1992, pour éliminer les dépôts accumulés sur la plaque tubulaire et les plaques entretoises. L'élimination de ces dépôts a pour but de ralentir des phénomènes de corrosion qui se développent par ailleurs sur la paroi extérieure des tubes.

En effet, la relecture des enregistrements des contrôles précédents montre, d'une part, qu'aucune dégradation n'existait avant la réalisation du lessivage chimique, et, d'autre part, que le nombre de tubes concernés n'a pas évolué entre 1993 et 1995. Lors de ce lessivage chimique, une mauvaise appréciation de la vitesse de circulation des solutions utilisées serait à l'origine de la corrosion constatée localement sur les plaques entretoises supérieures.

Deux autres réacteurs ont subi une opération de lessivage chimique en 1990 : Nogent 1 et Saint-Alban 2. Bien que les plaques entretoises de ces générateurs de vapeur soient en acier inoxydable, la DSIN a demandé à l'exploitant de vérifier que ces appareils ne sont pas dégradés.

Le réacteur 2 de Fessenheim a été autorisé à rediverger pour un an le 13 juin après mise hors service, par bouchage à titre provisoire, d'une centaine de tubes sur chacun des générateurs de vapeur concernés. De plus, un suivi particulier en service des fuites primaire/secondaire des générateurs de vapeur a été imposé par la DSIN. L'exploitant doit fournir, d'ici fin octobre, les premiers résultats des analyses complémentaires demandées, ainsi que des propositions de réparation définitive de ces appareils à mettre en œuvre lors du prochain arrêt.

A la suite de cette découverte, l'exploitant a apporté une attention particulière à l'analyse des contrôles réalisés sur les autres réacteurs en cours d'arrêt. Ces contrôles ont permis de mettre en évidence des dégradations similaires de plaques entretoises sur certains générateurs de vapeur des réacteurs de Saint-Laurent B2, Dampierre 4, Tri-

castin 2, Blayais 1, Gravelines 2 et Bugey 4. Or, ces générateurs de vapeur n'ont jamais subi de lessivage chimique.

Les inspections télévisuelles réalisées sur Saint-Laurent B2 montrent que, dans ce cas, la plaque entretoise est localement cassée. Ceci confirme que l'origine de cette dégradation est différente de celle observée sur Fessenheim 2. Par ailleurs, la relecture des enregistrements des contrôles précédents montre que cette dégradation était présente depuis de nombreuses années.

Ce nouveau problème revêt donc un aspect générique pour les 18 réacteurs possédant des générateurs de vapeur de type 51A ou M équipés de plaques entretoises percées en acier ferritique, soit un tiers du parc. Sur les autres réacteurs du parc les générateurs de vapeur comportent des plaques entretoises en acier inoxydable de conception différente.

Parmi les 18 réacteurs concernés :

- 11 ont déjà été contrôlés et 7 d'entre eux précédemment cités sont affectés (Fessenheim 2, Saint Laurent B2, Dampierre 4, Tricastin 2, Blayais 1, Gravelines 2 et Bugey 4) ;
- 4 ne devraient pas être contrôlés avant 1996 ;
- les résultats des 3 derniers seront connus d'ici fin octobre.

L'exploitant poursuit ses investigations pour expliquer l'origine de cette dégradation et en apprécier les conséquences pour la sûreté. Il doit préciser à la DSIN, d'ici la fin du mois d'août, les dispositions qu'il envisage sur les 4 réacteurs potentiellement concernés dont le prochain arrêt est seulement prévu en 1996.

Les réacteurs de Saint-Laurent B2, Dampierre 4, Tricastin 2 et Blayais 1 ont été autorisés à redi-

verger après mise hors service des tubes concernés et, dans certains cas, des tubes voisins, et mise en œuvre d'un suivi particulier en service des fuites primaire/secondaire des générateurs de vapeur. Les discussions sont en cours entre la DSIN et l'exploitant au sujet des conditions de réparation des générateurs de vapeur de Gravelines 2 et Bugey 4 et des justifications à apporter.

Cet incident reste classé au niveau 1 de l'échelle INES.

2

Belleville
Cher

► Centrale EDF

Réacteur 2

Deux **inspections** ont été effectuées au cours du mois de juin :

- l'une, le 1^{er}, pour vérifier la mise à jour des documents de conduite du réacteur après la réalisation d'un nombre important de modifications de l'installation. Les inspecteurs ont procédé par sondage à l'examen de plusieurs documents concernant la réalisation de ces modifications ;
- l'autre, le 13, pour s'assurer des dispositions prises pour l'intégration de modifications de l'installation sur un réacteur en fonctionnement. Les inspecteurs ont examiné plusieurs dossiers de modification et vérifié la qualité des chantiers en cours.

3

Blayais
Gironde

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 26 juin a porté sur les matériels du système de mesure de la puissance nucléaire. Elle a été centrée sur le retour d'expérience, les actions correctrices, le suivi mis en place pour la surveillance des détecteurs de neutrons et les essais périodiques.

Réacteur 1

En prolongation de cycle depuis le 5 avril, ce réacteur a été arrêté le 19 juin pour visite partielle et rechargement en combustible.

Réacteurs 1 et 2

L'**inspection** du 23 mai avait pour objet de faire le point sur la réforme de la conduite après cinq mois de pratique dans la nouvelle structure et d'examiner, du point de vue de la sûreté, les interventions hors arrêts de réacteurs.

Celle du 21 juin avait pour thème la maintenance et les essais périodiques des groupes électrogènes des deux tranches. Les rapports d'intervention des maintenances périodiques réalisées en arrêt de réacteur ont été notamment examinés.

Réacteurs 3 et 4

L'**inspection** du 7 juin a porté sur le retour d'expérience tiré des modifications apportées aux installations en 1994, ainsi que sur la surveillance des prestataires chargés de réaliser ces modifications.

Réacteur 4

Le réacteur, en arrêt pour visite décennale et rechargement en combustible depuis le 1^{er} avril, a été **autorisé** à redémarrer le 16 juin. La divergence a eu lieu le 19 juin.

Pendant cet arrêt, une **inspection**, le 4 mai, a fait un point sur les travaux menés pendant l'arrêt, a examiné les interventions de contrôle sur les pompes du circuit primaire et a visité les chantiers en cours, notamment celui du contrôle des goujons de la cuve du réacteur.

5

Bugey
Ain

► Centrale EDF

Réacteur 1 (filière uranium naturel-graphite-gaz)

Le réacteur est définitivement arrêté depuis le 27 mai 1994. L'exploitant, tout en poursuivant

sans incident le déchargement final du cœur et l'évacuation du combustible irradié, a entrepris le démontage des grosses machines tournantes de la partie conventionnelle de l'installation.

L'**inspection** du 23 mai a été mise à profit pour faire un point complet sur l'état actuel du réacteur, les travaux réalisés dans le cadre de sa cessation définitive d'exploitation et les intentions de l'exploitant concernant sa future mise à l'arrêt définitif.

Réacteurs 2,3,4, et 5

Une **inspection** a eu lieu le 26 juin au Centre de formation de la centrale. Elle a porté sur la formation du personnel, notamment du personnel de conduite et en particulier son entraînement sur simulateur pour des situations normales et incidentelles.

Réacteur 2

Le réacteur a été mis à l'arrêt le 29 avril pour visite partielle et rechargement en combustible. Cet arrêt a notamment marqué le passage du réacteur à une gestion du combustible en quatre cycles d'assemblages d'UO₂ enrichi à 3,7 % en uranium 235.

L'**inspection** du 18 mai a porté sur les dispositions adoptées par le site pour réduire la dosimétrie en arrêt de réacteur et éviter la dispersion de matières radioactives dans les installations. Au cours de cette inspection, les inspecteurs ont visité le bâtiment du réacteur et le hall de sortie du matériel de la zone contrôlée.

Celle du 22 juin avait pour but d'examiner la disponibilité, pendant la réalisation des travaux, de certains matériels importants pour la sûreté.

Le réacteur a été **autorisé** à diverger le 30 juin.

Réacteur 5

Ce réacteur, qui était à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 18 mars, a été **autorisé** à diverger le 12 mai. Cet arrêt a marqué le passage à une gestion du combustible en quatre cycles d'assemblages d'UO₂ enrichi à 3,7 % en uranium 235.

Cadarache
Bouches-du-Rhône

► **Centre d'études du CEA**

Ensemble du site

L'**inspection** du 29 juin avait pour but d'examiner les conditions dans lesquelles les prestataires de services étaient contrôlés, ainsi que la qualité de leurs prestations. Cet examen a fait référence, pour l'essentiel, aux articles 3 et 9 de l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité.

Parc d'entreposage des déchets radioactifs

L'**inspection** du 3 mai a permis aux inspecteurs d'examiner, à partir des documents d'exploitation et d'une visite générale des installations, les modalités de gestion des déchets présents dans l'installation : données de base relatives à chaque colis, plan de chargement, archivage et conservation de ces documents. Ils ont également visité le chantier expérimental de reprise des déchets entreposés en tranchées.

Station de traitement des effluents et des déchets solides (STED)

L'**inspection** du 22 juin a eu pour but d'examiner le respect des exigences en matière de confinement des produits et en matière de criticité. L'accent a été mis sur les documents d'exploitation et les contrôles réalisés par l'exploitant.

Pegase (entreposage de combustibles irradiés)

L'**inspection** du 17 mai avait pour but principal de s'assurer des suites réservées aux dernières inspections « spécialisées ». Elle était en outre l'occasion d'effectuer un contrôle sur les règles générales d'exploitation (RGE).

Magasin de stockage d'uranium enrichi et de plutonium (MCMF)

L'**inspection** du 12 mai a porté sur les aspects de la sûreté liés à la criticité.

Atelier de technologie du plutonium (ATPu)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le directeur du centre de Cadarache à :

- procéder au démantèlement de divers équipements (téléx du 9 mai) ;
- mettre en service de nouveaux équipements situés dans les cellules 7, 8, 34 et 39 en vue de réaliser des lots de poudre d'oxydes d'uranium et de plutonium par les procédés COCA ou MIMAS (téléx du 10 mai) ;
- procéder à titre temporaire à l'ouverture, en cellule 5, d'étuis contenant des boîtes de PuO₂, à la suite de la défaillance de l'équipement spécialisé situé en cellule 38 (téléx du 12 mai).

Laboratoire de découpage des assemblages combustibles (LDAC)

L'**inspection** du 19 mai a été principalement consacrée à la partie de l'installation correspondant à l'ex-zone Rapsodie. L'installation se trouvant toujours dans un contexte post-accidentel, après l'explosion du 31 mars 1994, les inspecteurs se sont attachés à l'assurance de la qualité des travaux de démantèlement ou de construction actuellement en cours.

Laboratoire d'examen des combustibles actifs (LECA)

L'**inspection** du 16 juin a eu pour objet la prise en compte du risque de criticité dans l'installation et l'application des prescriptions techniques relatives à ce risque.

Laboratoire d'études et de fabrications expérimentales de combustibles nucléaires (LEFCA)

Deux **inspections** ont eu lieu au mois de juin :
- la première, les 26 et 27, portait sur la conception et la fabrication des premiers assemblages expérimentaux destinés au programme d'acquisition des connaissances du réacteur SUPERPHENIX. Deux assemblages sont destinés à tester la consommation accrue de

plutonium, un troisième testera la possibilité d'incinérer le neptunium ;

- la seconde, le 27, a eu pour but d'examiner l'ensemble des opérations réalisées pour l'installation et la mise en service du nouvel automate de ventilation : travaux, essais....

Réacteurs Eole, Minerve, Harmonie, Masurca

L'**inspection** du 16 mai a fait le point sur le respect de la réglementation relative à la protection de l'environnement des équipements constitutifs des installations.

Réacteurs Eole et Minerve

Le 16 juin, une coupure générale des alimentations électriques des deux réacteurs s'est produite. Elle a entraîné la perte du contrôle-commande des deux réacteurs, de tous les systèmes de ventilation du bâtiment qui les abrite, ainsi que celle de la surveillance radiologique des installations.

Ces deux réacteurs de recherche, de type piscine, sont installés dans un même hall. Au moment de l'incident, le réacteur Eole était à l'arrêt, déchargé partiellement de son combustible, et le réacteur Minerve en fonctionnement.

La coupure d'alimentation électrique a entraîné l'arrêt d'urgence du réacteur Minerve, dont la mise à l'arrêt dans un état sûr a été aussitôt vérifiée. Les installations ont pu être remises sous tension au bout d'une demi-heure.

En première analyse, il semble que cet incident soit dû à une action intempestive sur un des boutons de coupure d'urgence du circuit 48 volts de sécurité utilisé pour la commande des disjoncteurs du réseau de distribution électrique.

En attente de précisions sur le déroulement de cet incident, l'Autorité de sûreté nucléaire a demandé à l'exploitant de surseoir à toute remise en service des deux réacteurs.

Cet **incident**, qui n'a eu aucune conséquence pour les travailleurs et l'environnement, a été, en raison de la perte totale de fonctions importantes pour la sûreté,

classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Une **inspection** a eu lieu le 27 juin à la suite de cet incident. Elle a eu pour objectif principal de localiser sur plan et dans les locaux le circuit 48 volts, dit de « sécurité », sur lequel sont installés des « coups de poing de sécurité » dont le déclenchement intempestif a été à l'origine de la perte de l'ensemble des alimentations électriques de plus de 50 volts.

Réacteur Masurca

L'**inspection** du 7 juin a porté sur le confinement et la ventilation. Elle a permis notamment de vérifier les engagements de l'exploitant, l'application des textes réglementaires et l'articulation de la maintenance et des essais périodiques avec le suivi en exploitation.

Réacteur Phébus

L'**inspection** du 17 mai a permis de faire le point sur les travaux en cours concernant la ventilation de l'installation et les expertises réalisées à la suite de l'incident de rejet d'iode du 8 décembre 1993.

7

Caen
Calvados

Grand accélérateur national d'ions lourds (GANIL)

Le vendredi 9 juin, une défaillance du système de contrôle des accès a rendu possible, pendant une vingtaine de minutes, l'accès à la casemate contenant l'un des accélérateurs de particules du GANIL, le cyclotron CSS1, alors que cet accélérateur était en fonctionnement.

Le GANIL a pour activité l'accélération d'ions lourds, du carbone à l'uranium, destinée à la recherche scientifique.

Le risque principal présenté par un accélérateur de particules en fonctionnement est l'exposition aux rayonnements ionisants. La sûreté d'une telle installation est assurée essentiellement par le dimensionnement de ses protec-

tions biologiques (épaisseur et continuité des parois de la casemate en béton) et par le contrôle des accès aux zones présentant des risques d'irradiation (intérieur de la casemate).

L'exploitant a arrêté l'installation dès la découverte, fortuite, de l'incident. Sa remise en service est soumise à l'approbation de la direction de la sûreté des installations nucléaires.

En l'état actuel de l'enquête menée par l'exploitant, aucun expérimentateur ne s'est introduit dans la casemate pendant le fonctionnement de l'accélérateur. Selon l'exploitant, une modification du logiciel pilotant le système informatisé de gestion des accès pourrait être à l'origine de cet incident.

La Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement de la région Basse-Normandie a procédé à une inspection le 13 juin.

En raison d'une défaillance importante dans les lignes de défense, cet **incident** a été classé au **niveau 2** de l'échelle **INES**.

8

Cattenom
Moselle

► Centrale EDF

Ensemble du site

Deux **inspections** se sont déroulées au mois de juin :

– la première, le 2, a porté sur l'examen des dossiers d'intervention sur des matériels et les requalifications associées à ces interventions ;

– la seconde, le 21, avait pour but de contrôler l'organisation mise en place pour appliquer les nouvelles spécifications techniques d'exploitation, et en particulier la mise à jour des documents d'exploitation.

Réacteur 1

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 20 mai pour visite partielle et rechargement en combustible. Cet arrêt a été mis à profit par l'exploitant pour remplacer l'alternateur situé sur la partie non nucléaire de l'installation.

Deux **inspections** se sont déroulées au mois de juin :

– la première, le 2, a porté sur l'examen des dossiers d'intervention et notamment les requalifications de matériels associées. Les inspecteurs se sont ensuite rendus dans le bâtiment du réacteur pour visiter quelques chantiers en cours, dont celui concernant le changement d'un clapet et la dépose du mécanisme de commande de grappe situé sur une traversée du couvercle de cuve du réacteur ;

– la seconde, le 22, a porté sur les dispositions adoptées par l'exploitant pour diminuer les doses absorbées lors des travaux de maintenance effectués durant l'arrêt du réacteur et d'éviter la dispersion de matières radioactives dans les installations. Au cours de leur inspection, les inspecteurs ont visité le bâtiment du réacteur ainsi que le sas de sortie du matériel du bâtiment des auxiliaires nucléaires.

Réacteur 3

Le réacteur est passé en prolongation de cycle le 16 mai.

Réacteur 4

Le réacteur est à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 8 avril.

L'**inspection** du 9 mai a porté sur la vérification des procédures et des mesures annoncées par l'exploitant lors du passage à très bas niveau du circuit de refroidissement à l'arrêt (PTB du RRA), et sur le contrôle de la correspondance des documents de consignations avec les états des matériels concernés.

Le réacteur a été **autorisé** à redémarrer le 19 mai.

Le 19 mai, alors que le réacteur était en cours de montée en température en vue de son redémarrage, ses automatismes de protection ont provoqué le démarrage de l'injection de sécurité.

Le circuit d'injection de sécurité envoie, en cas d'accident, de l'eau borée dans le cœur du réacteur, afin en particulier d'y rétablir un niveau et une pression d'eau suffisants en cas de brèche sur la tuyauterie du circuit primaire, ou bien de contrôler la

réaction nucléaire en cas de refroidissement trop important. En effet, sur un réacteur à eau sous pression, une baisse de température peut favoriser la réaction en chaîne.

Le démarrage de ce système de sauvegarde est dû à une erreur dans le câblage de six capteurs de température réalisés pendant l'arrêt pour rechargement. Cette anomalie est consécutive à l'utilisation d'une procédure de câblage inadéquate. Les capteurs de température incriminés, censés mesurer la température du fluide primaire en divers points, n'ont pas détecté la montée en température du réacteur.

Dès la découverte de l'anomalie, l'exploitant a remis en conformité le câblage de ces capteurs. En raison de l'utilisation d'une procédure inadéquate induisant un défaut de mode commun, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Le réacteur a divergé le 22 mai.

Une **inspection** a été réalisée le 24 mai, afin de faire le point sur l'incident précédent.

9

Chinon Indre-et-Loire

► Centrale EDF

Ensemble du site

Deux **inspections** se sont déroulées au mois de mai :

– le 10, pour contrôler, d'une part l'organisation des services chargés de la maintenance, d'autre part des essais périodiques sur les onduleurs et les batteries d'accumulateurs. Elle s'est terminée par une visite des locaux électriques afin de constater l'état des équipements ;

– le 19, pour faire le point sur la maintenance effectuée sur les appareils à pression réglementés ou importants pour la sûreté. Une inspection in situ de quelques appareils à pression parmi les plus importants a été effectuée.

Réacteur A3

Le réacteur a été définitivement arrêté le 15 juin 1990.

L'**inspection** du 17 mai a porté sur la préparation du démantèlement de l'installation. Les inspecteurs ont examiné l'organisation de l'équipe de démantèlement et la méthodologie employée pour le traitement des déchets, notamment les déchets très faiblement actifs.

L'Autorité de sûreté nucléaire a pris acte de l'atteinte de l'état de mise à l'arrêt définitif (MAD) de cette installation (lettre du 12 juin).

Réacteur B1

Le réacteur a été mis à l'arrêt le 6 mai pour rechargement en combustible.

L'**inspection** du 22 mai avait pour but de faire le point des chantiers en cours dans le bâtiment du réacteur et le bâtiment des auxiliaires nucléaires. La salle de commande et les locaux électriques ont également été visités.

Le réacteur a été **autorisé** à rediverger le 9 juin. La divergence a effectivement eu lieu le 12 juin.

Réacteur B2

Ce réacteur, en prolongation de cycle depuis le 2 juin, a été mis à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible le 1^{er} juillet.

Réacteurs B3 et B4

L'**inspection** inopinée réalisée le 16 juin a porté sur la conduite des réacteurs en puissance. Ont été examinés les alarmes présentes, les positions des grappes de commande, les indisponibilités de matériels, les instructions journalières et les consignes temporaires, le cahier de bloc, les essais périodiques et le respect de la périodicité d'exigences relatives aux chapitres III et IX des règles générales d'exploitation (RGE).

Atelier des matériaux irradiés (AMI)

L'**inspection** réalisée le 8 juin avait pour but de vérifier les conditions d'exploitation par rapport au risque de criticité. Les ins-

pecteurs ont également examiné l'état d'exécution des engagements pris par l'exploitant.

10

Chooz Ardennes

► Centrale nucléaire

Réacteur A

Les opérations de mise à l'arrêt définitif se poursuivent. Après remise en cuve des composants passifs du cœur, la piscine du réacteur a été vidangée et nettoyée. Par ailleurs, l'évacuation des éléments combustibles irradiés s'est poursuivie, en conservant toutefois sur le site les crayons de combustible « exotique » (prototypes MOX fabriqués en 1972) qui partiront les derniers, vers le mois de novembre.

Réacteurs B1 et B2

Le matériel impliqué dans l'anomalie de chute de barres survenue sur la centrale chinoise de Daya Bay (voir rubrique « Relations internationales p. 24) est du même type que celui installé sur les réacteurs 1 et 2 de Chooz B. Or le réacteur 1 de Chooz B doit démarrer dans l'année.

A la demande de la DSIN, EDF a précisé que les guides de grappes de ce réacteur seraient modifiés afin d'éviter l'apparition de l'anomalie pendant le fonctionnement. Les dossiers techniques correspondants seront prochainement transmis par l'exploitant et feront l'objet d'un examen par la DSIN avant le chargement du réacteur.

Le 2 mai s'est tenue, sur le site de Chooz, une réunion entre des représentants de la DSIN, de la DRIRE Champagne-Ardenne, de l'IPSN et de la centrale de Chooz. Cette réunion, destinée à préparer les prochaines mises en service des deux réacteurs, avait pour objectif d'explicitier auprès des différents responsables du site l'organisation et les missions respectives de la DSIN, de la DRIRE et de l'IPSN.

L'**inspection** du 8 juin avait pour objet d'effectuer, avant le chargement du premier réacteur B1 de Chooz, un point sur la situation des matériels mobiles qui seraient requis dans les procédures accidentelles « H » et « U ». Les inspecteurs ont examiné l'état des essais à réaliser sur ces matériels, l'avancement de la rédaction des différents documents nécessaires (fiches d'actions du plan d'urgence interne, liste des matériels, définitions des responsabilités, maintenance, essais périodiques,...) puis se sont rendus en salle de commande et dans les locaux destinés à recevoir ces matériels.

Réacteur B1

L'**inspection** du 23 mai a porté sur l'état du réacteur, le fonctionnement des matériels et des logiciels après les essais à chaud, la gestion et la qualification des travaux effectués par EDF et FRAMATOME sur des systèmes élémentaires. Les inspecteurs ont effectué une visite des locaux électriques des voies A et B, des panneaux de repli et de la salle de commande.

L'**inspection** du 1^{er} juin a porté sur la protection contre l'incendie.

Réacteur B2

L'**inspection** du 24 mai a été consacrée aux essais du système de protection du réacteur (système RPR) qui ont été réalisés pendant les essais à chaud du réacteur. Les inspecteurs ont également procédé à une visite de l'installation (locaux RPR, salle de commande).

12

Creys-Malville Isère

Réacteur Superphénix

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 25 décembre 1994.

Le 3 mai, l'exploitant a maintenu ouvertes les trois enceintes de confinement du réacteur durant environ une demi-heure.

En plus des gaines des éléments du cœur, le confinement du cœur du réacteur est assuré par :

- l'enceinte de confinement intermédiaire constituée par la cuve et la dalle du réacteur et par le circuit d'alimentation d'argon de protection du sodium primaire ;
- l'enceinte de confinement primaire. Pendant l'arrêt, cette enceinte est fréquemment maintenue ouverte pour permettre la maintenance des matériels ;
- le bâtiment du réacteur. L'étanchéité de ce bâtiment est rompue pendant des durées courtes lors des entrées et sorties des matériels de maintenance.

Compte tenu de l'état d'arrêt du réacteur et de la très faible puissance dégagée par le cœur, les spécifications techniques d'exploitation n'imposaient l'intégrité que d'une seule de ces enceintes de confinement.

En vue de préparer une intervention de maintenance sur la partie mécanique d'un ventilateur du circuit d'argon, l'alimentation électrique du ventilateur a été débranchée. Ceci a nécessité l'ouverture du circuit et la perte d'étanchéité de l'enceinte de confinement intermédiaire.

Par ailleurs, cette intervention a été réalisée sans respecter les procédures habituelles d'intervention qui garantissent la connaissance de l'état de tous les systèmes importants du réacteur. Dans l'ignorance de la perte d'étanchéité du confinement intermédiaire, l'exploitant a ouvert la porte du bâtiment du réacteur durant 25 minutes pour effectuer des manutentions de matériel.

Cet incident n'a été déclaré à l'Autorité de sûreté nucléaire que le 14 juin, à la suite de l'analyse approfondie du déclenchement d'une alarme dans le local du ventilateur incriminé.

Une **inspection** a été effectuée le 19 juin pour un premier examen des circonstances de l'incident. Cette inspection a mis en évidence des défaillances dans l'organisation des interventions et dans le respect des procédures. L'exploitant prévoit d'analyser la part du facteur humain dans l'incident.

Le réacteur étant à l'arrêt depuis plusieurs mois, la radioactivité de l'argon relâché dans le local du

ventilateur était négligeable et cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation.

En raison du non-respect des prescriptions des spécifications techniques d'exploitation et du non-respect des procédures d'intervention, cet **incident** est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Deux autres **inspections** ont eu lieu :

- l'une, le 19 mai, sur les dispositions et moyens particuliers (DMP) utilisés sur le site. Ces DMP modifient temporairement l'état de l'installation et introduisent un risque pour la sûreté qui doit être maîtrisé ;
- l'autre, le 8 juin, sur les essais de qualification du logiciel de traitement des signaux de détection d'hydrogène et le développement du logiciel de détection acoustique. Les inspecteurs ont procédé à une visite de la salle de commande et du bâtiment du générateur de vapeur E.

Fin juin, l'exploitant a confirmé à l'Autorité de sûreté nucléaire sa demande d'autorisation de réparation in situ de l'échangeur de chaleur intermédiaire concerné par la fuite d'argon à l'origine de l'arrêt en cours. Cette demande était accompagnée d'un dossier de présentation des investigations réalisées et de la qualification effectuée sur le procédé de réparation.

Le 25 juillet, après examen du dossier, l'Autorité de sûreté nucléaire a **autorisé** l'exploitant à procéder à la réparation. Le redémarrage du réacteur après réparation est également soumis à l'autorisation du directeur de la sûreté des installations nucléaires.

13

Cruas Ardèche

► Centrale EDF

Réacteur 1

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 10 juin pour visite décennale et rechargement en combustible.

L'**inspection** du 28 juin avait pour but de vérifier que le suivi

des prestataires qui effectuent les travaux réalisés au cours de l'arrêt du réacteurs était effectué correctement par l'exploitant de la centrale. Quatre chantiers ont été visités.

Réacteur 3

Le 25 mai, alors que le réacteur fonctionnait à puissance nominale, l'exploitant a fermé par erreur un robinet d'un circuit d'appoint en eau placé en dérivation du circuit primaire.

Ce circuit sert à effectuer des ajouts et retraits d'eau dans le circuit primaire. Il joue un rôle important dans la conduite du réacteur, d'une part pour compenser les dilatations et contractions thermiques de l'eau du circuit primaire, d'autre part pour ajuster sa teneur en bore afin de contrôler l'évolution de la réactivité du cœur au cours du cycle de fonctionnement.

Le circuit d'appoint comporte trois pompes. Le robinet qui a été fermé par erreur se situait juste en amont d'une de ces trois pompes ; la pompe a été rendue inopérante pendant huit minutes. La fermeture de ce robinet est due à une confusion entre les locaux des réacteurs 3 et 4 : elle était prévue, dans le cadre d'une opération de maintenance, sur le réacteur 4 alors à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible, et non sur le réacteur 3.

Dès la découverte de l'anomalie, le robinet a été ouvert et le circuit d'appoint a été rendu de nouveau disponible.

En raison de la répétition d'événements de ce type témoignant de lacunes dans la prise en compte de la sûreté au cours d'une opération de maintenance, cet **incident** est classé au **niveau 1** de l'échelle internationale des événements nucléaires **INES**.

Réacteur 4

Le réacteur est à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 13 mai.

L'**inspection** inopinée du 21 mai a porté sur la qualité de la surveillance exercée par EDF sur des prestataires intervenant le dimanche.

Le 14 juin, alors que le réacteur était toujours à l'arrêt, l'exploitant a constaté l'indisponibilité des systèmes d'injection de sécurité et d'appoint en eau borée du circuit primaire.

Les systèmes d'injection de sécurité et d'appoint en eau borée permettent de faire des appoints dans le circuit primaire afin de maintenir un niveau d'eau suffisant dans le cœur du réacteur et d'assurer un bon refroidissement du combustible.

Lors de l'incident, le circuit primaire du réacteur se trouvait à un niveau d'eau bas. Cette phase d'exploitation, qui est réalisée avec le combustible dans la cuve, est délicate ; le niveau d'eau doit toujours rester suffisamment élevé au-dessus du cœur afin d'éviter en particulier l'endommagement des pompes du système de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA).

Afin de pouvoir, notamment, continuer à assurer le refroidissement du combustible en cas de perte du système RRA, les spécifications techniques d'exploitation exigent la disponibilité des systèmes d'injection de sécurité et d'appoint en eau borée. Elles tolèrent toutefois que ces moyens d'appoint soient rendus indisponibles, en débranchant leurs commandes électriques, pendant certaines interventions humaines sur les générateurs de vapeur. L'une des ces interventions était prévue sur ce réacteur. A la suite d'une erreur, les commandes électriques des moyens d'appoint en eau borée ont été débranchées de manière prématurée, et le sont restées plus de 3 heures.

Dès la découverte de l'anomalie, les moyens d'injection de sécurité et d'appoint en eau borée ont été rendus disponibles.

Une **inspection** a été effectuée le 21 juin par des inspecteurs de la DRIRE Rhône-Alpes. Elle a notamment mis en évidence une incohérence entre les divers documents utilisés quant au moment où les commandes électriques des moyens d'appoint précités pouvaient être débranchées.

En raison du non respect des limites et conditions d'exploitation, cet **incident** est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

15

Dampierre-en-Burly Loiret

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'arrêté préfectoral d'autorisation de prise et rejet d'eau en Loire est en cours de renouvellement.

La commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 8 juin (voir rubrique « En bref... France » page 22)

Une **inspection** a été effectuée le 9 juin ; elle avait pour objectif d'examiner le retour d'expérience des contrôles réalisés sur les circuits importants pour la sûreté en vue de garantir leur intégrité.

Réacteur 1

Ce réacteur est à l'**arrêt** pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 13 mai.

Réacteurs 1 et 2

Le but de l'**inspection** du 10 mai était d'examiner l'organisation mise en place par la centrale pour assurer le suivi des engagements pris par elle auprès de l'Autorité de sûreté nucléaire à la suite d'incidents significatifs, de visites de surveillance et de demandes diverses.

Réacteur 3

L'arrêt de ce réacteur, prévu en fin d'année, comportera le remplacement des trois générateurs de vapeur. Le local nécessaire au stockage de ces appareils qui seront déposés est en cours de construction.

Réacteur 4

Le réacteur a été mis à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible le 19 mai. Deux faits marquants sont à signaler en ce début d'arrêt :

- des mouvements de grève ayant perturbé le début de l'arrêt ;
- la découverte de nouveaux défauts affectant les générateurs de vapeur, défauts identiques à ceux déjà rencontrés à Fessen-

heim et à Saint-Laurent-des-Eaux (voir page 18) notamment.

Deux **inspections** ont eu lieu au mois de juin :

- l'une le 14, inopinée, a permis d'examiner les chantiers en cours dans le bâtiment du réacteur ;
- l'autre, le 22, a examiné les chantiers en cours dans le bâtiment du réacteur : ces chantiers avaient été interrompus par l'Autorité de sûreté nucléaire au vu des constats non satisfaisants effectués par les inspecteurs de la DRIRE Centre lors de l'inspection précédente.

Le 22 juin, l'exploitant a découvert, à l'occasion de la vérification périodique d'un capteur de pression d'eau, que le dispositif de détection de perte du circuit d'eau brute secourue était inopérant.

La fonction de ce circuit est d'assurer le refroidissement de tous les systèmes importants pour la sûreté du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes. Des capteurs de pression d'eau permettent de vérifier son bon fonctionnement.

A Dampierre, les tuyauteries reliées au capteur du réacteur 4 étaient obstruées, rendant difficile la détection d'une perte éventuelle de ce circuit.

Lors d'une extension des contrôles, les 6 et 7 juillet, l'exploitant a découvert que plusieurs tuyauteries analogues étaient partiellement ou totalement obstruées sur les autres réacteurs du site. Sur le réacteur 4, les deux voies étaient affectées.

Cet incident de mode commun est dû à une mauvaise implantation des capteurs. Il a déjà été identifié sur plusieurs réacteurs et a fait l'objet de demandes spécifiques de la part de la DSIN auprès des services centraux d'EDF, lesquels doivent prendre position sous deux mois.

Cette situation n'a eu aucune conséquence sur la sûreté des réacteurs.

En raison de la présence d'une défaillance de cause commune, cet **incident** a été classé **au niveau 1** de l'échelle **INES**.

16

Fessenheim Haut-Rhin

► Centrale EDF

Ensemble du site

La Commission locale de surveillance (CLS) s'est réunie le 19 mai (voir rubrique « En bref... France » page 22)

Réacteur 1

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 3 juin pour visite partielle et rechargement en combustible.

Réacteur 2

Le réacteur, à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 11 mars, a été **autorisé** à redémarrer le 13 juin. La divergence a eu lieu le 14 juin.

Deux **inspections** ont eu lieu au mois de juin :

- l'une le 14, inopinée, pour vérifier le respect des prescriptions techniques relatives au redémarrage du réacteur ;
- l'autre, le 19, pour vérifier la mise en œuvre par le réparateur WESTINGHOUSE des dossiers de dépose d'obturateurs et d'extraction de bouchons mécaniques conformément à la réglementation et aux dispositions définies par l'unité technique opérationnelle (UTO) d'EDF.

17

Flamanville Manche

► Centrale EDF

Ensemble du site

Un **exercice** de sûreté nucléaire a eu lieu le 17 mai. Il a permis de tester l'organisation que mettraient en place l'exploitant et les pouvoirs publics afin de faire face à un accident nucléaire.

La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice aurait conduit à classer cet accident au niveau 3 de l'échelle INES.

L'exercice a duré toute la journée et a mobilisé les équipes de crise :
- de la préfecture de la Manche ;
- de la DSIN, de son appui technique l'IPSN, et, sur le plan local, de la DRIRE Basse-Normandie ;
- d'EDF, au niveau central et sur le site de Flamanville ;
- de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), qui a mis en place un centre de crise dans ses locaux du Vésinet.

Par ailleurs, une pression médiatique sur les acteurs locaux de l'exercice (préfecture de la Manche et centrale de Flamanville) a été assurée.

Les équipes de crise des différents intervenants ont mobilisé environ une centaine de personnes pendant la durée de l'exercice.

Une **inspection** a été réalisée le 7 juin. Elle a porté sur le thème des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE).

19

Golfech Tarn-et-Garonne

Ensemble du site

Trois **inspections** ont eu lieu au mois de juin :

- l'une, le 1^{er}, visait à s'assurer par sondage du respect des spécifications techniques d'exploitation propres au pilotage de l'installation, au travers des essais périodiques et des phases de conduite normales ou incidentelles ;
- l'autre, le 13, avait pour objet l'examen de l'organisation mise en place à l'égard des prestataires pour la préparation, puis la réalisation des interventions de maintenance. L'accent a été mis sur la communication nécessaire à une bonne définition et une bonne diffusion des exigences. Une illustration pratique a été l'examen du dossier et la visite du chantier relatifs à la réparation d'un caisson du système de contournement vapeur à l'atmosphère sur le réacteur 2 ;
- la dernière, le 23, a porté sur l'examen du conditionnement chimique des circuits importants pour la sûreté effectué par la centrale. Une attention particu-

lière a été portée aux automates de mesures chimiques.

Réacteur 2

Le réacteur est à l'arrêt pour visite complète et rechargement en combustible depuis le 25 mars.

L'**inspection** qui s'est déroulée le 23 mai a permis principalement de faire le point sur cet arrêt et d'examiner le chantier de modification du revêtement des puisards des circuits d'injection de sécurité et d'aspersion de sécurité.

20

Gravelines Nord

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 28 juin a eu pour objet l'examen du suivi de l'intégrité des circuits importants pour la sûreté. Une attention particulière a été portée sur le fonctionnement du retour d'expérience sur ce thème.

Réacteurs 1, 2, 3 et 4

L'**inspection** du 18 mai a porté essentiellement sur le confinement des principaux circuits de ventilation, notamment celui desservant le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN). Au vu des événements déclarés, les inspecteurs ont examiné les points suivants : respect du confinement dynamique du BAN dans sa globalité et des locaux présentant des risques relatifs à l'iode, respect du confinement statique, surveillance de l'hygrométrie en amont des pièges à iode, déclenchement des protections antigel de la ventilation du BAN. Une visite des locaux du BAN a été effectuée par la suite.

Réacteur 1

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 23 avril pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** du 2 mai a porté sur l'organisation technique des chantiers pendant l'arrêt du réacteur, ainsi que les précautions mises en place par EDF pendant

la phase de déchargement des éléments combustibles du cœur du réacteur.

Réacteur 3

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 3 juin pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** qui s'est déroulée le 15 juin a permis d'examiner les chantiers en cours dans le bâtiment du réacteur, notamment celui concernant le remplacement du couvercle de cuve et le contrôle de la barrière thermique de l'une des pompes primaires. Les inspecteurs ont examiné ensuite des interventions se déroulant dans les locaux électriques de la centrale.

Réacteur 6

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 20 mai pour visite partielle et rechargement en combustible.

Lors de l'**inspection** du 2 juin, les inspecteurs se sont attachés à contrôler les chantiers du bâtiment du réacteur, où des interventions sur le matériel important pour la sûreté, en particulier le matériel de sauvegarde, sont réalisées.

Le 11 juin, alors que le rechargement en combustible du réacteur était achevé, le niveau d'eau dans la cuve a été abaissé au-dessous du minimum autorisé par les spécifications techniques d'exploitation.

Lors des opérations de remise du circuit primaire en configuration d'exploitation, l'exploitant est amené à injecter de l'eau borée dans les joints des pompes primaires. Ceci entraîne une montée régulière du niveau d'eau du circuit primaire et nécessite des vidanges périodiques de ce surplus d'eau.

Le 11 juin, lors d'une telle montée du niveau d'eau, la vidange a été correctement enclenchée, mais un défaut de vigilance a conduit l'opérateur à interrompre un peu tardivement cette vidange, ce qui a provoqué la baisse du niveau de l'eau au-dessous du minimum requis.

Dés la découverte de l'anomalie, un appoint a été effectué afin de remonter le niveau d'eau dans le circuit primaire.

Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'exploitation. Cependant, un incident similaire s'est déjà produit le 27 juillet 1993 sur le réacteur 5.

En raison du défaut de vigilance de l'exploitant et du renouvellement de cet incident sur le site de Gravelines, cet **incident** est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Le 16 juin, l'exploitant a constaté que le circuit d'injection de sécurité sous basse pression était indisponible depuis 2 jours, ce qui n'est pas conforme aux spécifications techniques d'exploitation. Le circuit d'injection de sécurité permet en cas d'accident, par exemple une fuite importante du circuit primaire du réacteur, d'introduire de l'eau borée dans celui-ci afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur. Il est constitué de deux voies redondantes. Chacune de ces voies peut être isolée du circuit primaire du réacteur par un robinet.

Le 14 juin, afin de procéder à des essais sur le circuit d'injection de sécurité, l'exploitant a fermé les deux robinets d'isolement, conformément à la procédure utilisée pour ces essais. Des lacunes dans cette procédure l'ont conduit à ne pas rouvrir ces robinets à l'issue des essais, ce qui a ainsi rendu indisponibles les deux voies du circuit d'injection de sécurité. Deux jours plus tard, lors des opérations de remise en configuration d'exploitation du circuit d'injection de sécurité, l'exploitant a constaté que les robinets étaient fermés et les a immédiatement rouverts.

Cet incident n'a pas eu de conséquences pour la sûreté du réacteur. Cependant, en raison de lacunes dans une procédure ayant engendré l'indisponibilité des deux voies du circuit d'injection de sécurité sous basse pression, cet **incident** a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

21

Grenoble
Isère

► Centre d'études du CEA

**Station de traitement
des effluents et déchets solides**

L'**inspection** du 16 juin a permis d'examiner la gestion du confinement et de la ventilation de la station.

22

La Hague
Manche

► Etablissement COGEMA

Ensemble du site

L'**inspection** inopinée du 21 juin a porté sur le contrôle de l'adéquation, en nombre et en qualifications, entre les personnels présents et les besoins de sûreté, depuis le début de la grève alors en cours. Les inspecteurs ont procédé à des contrôles par sondage dans les ateliers T2, T1, T0, NPH, le service de prévention et de radioprotection (SPR) et la formation locale de sécurité (FLS).

La Commission spéciale et permanente d'information (CSP) s'est réunie le 19 juin (voir rubrique « En bref... France » page 22).

Laboratoire central de contrôle

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé la mise en exploitation d'une nouvelle chaîne d'analyses en boîte à gants, dans la salle 731 (télex du 10 mai).

**Station de traitement
des effluents liquides (STE3)**

L'**inspection** du 18 mai a porté sur l'état d'avancement des chantiers en cours. Elle a été centrée sur la mise en service industriel en 2 phases de l'extension de l'atelier de stockage des colis bitumés.

**Atelier AD2 (traitement
des déchets technologiques)**

L'**inspection** du 17 mai avait pour objectif de dresser un état de sûreté des modifications de

cet atelier. Ces modifications concernent le déménagement du bâtiment A et visent à améliorer le conditionnement des déchets solides en colis.

Ateliers HAO Nord et NPH (UP2)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** :

- la réception et l'entreposage de lots d'assemblages combustibles MOX/EDF (lettre du 3 mai) ;
- la réception et l'entreposage d'assemblages combustibles REP aux caractéristiques particulières (lettre du 3 mai) ;
- les opérations de vidange et de remplissage en résine de trois cartouches de traitement des eaux de piscine (lettre du 10 mai) ;
- la réception et l'entreposage de douze tonnes de rebuts de fabrication d'oxyde mixte UO_2/PuO_2 en provenance de l'usine CFCA de Cadarache (télex du 2 juin).

Deux **inspections** ont eu lieu au mois de juin :

- l'une, le 13, a porté sur la maintenance, les contrôles et les essais périodiques des systèmes de refroidissement et de filtration des piscines ;
- l'autre, le 16, a porté sur la surveillance des travaux effectués dans la piscine NPH par la société SGN et sur les contrôles périodiques réalisés par l'exploitant des dispositions garantissant la sûreté de l'installation pendant les travaux.

**Atelier BST1 et son extension
(UP2)**

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en service des nouveaux groupes d'alimentation électrique de sauvegarde de cet atelier, installés dans le bâtiment de production centralisée de sauvegarde (télex du 2 juin).

**Atelier de moyenne activité
de l'uranium (MAU) (UP2)**

L'**inspection** du 11 mai avait pour but de vérifier les travaux réalisés, notamment vis à vis du risque d'incendie.

Atelier R1 (UP2)

L'**inspection** du 17, mai dans l'atelier de cisailage et dissolution de combustibles, avait pour

but de vérifier l'application des prescriptions de sûreté relatives à la criticité. L'installation a été inspectée, en exploitation, à partir de la salle de conduite, et d'une des salles où existent des verrouillages de circuits de transfert de fluide vers les appareils du procédé.

Atelier R2 (UP2)

L'**inspection** du 30 juin avait pour objet de vérifier l'application des prescriptions de sûreté relatives au risque de criticité en exploitation. Les suites données aux constats de la visite inopinée effectuée le 10 novembre 1994 sur le même thème ont été examinées

Atelier R7 (UP2)

L'**inspection** du 20 juin a porté sur le bilan des aménagements de l'atelier de vitrification effectués à la suite du retour d'expérience tiré de l'installation T7.

Atelier T1 (UP3)

A la suite des modifications du matériel informatique de contrôle-commande intervenues en 1993, le but de l'**inspection** du 16 mai était de faire le point sur les contrôles d'assurance de la qualité mis en œuvre pour la réalisation des logiciels de gestion du procédé.

Atelier T2 (UP3)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en actif des unités de concentration des effluents de moyenne activité et de haute activité installées dans le cadre du projet de nouvelle gestion des effluents de l'usine (lettre du 12 mai).

Ce projet consiste à réduire le volume et la radioactivité des effluents de l'usine UP3 transférés à la station de traitement des effluents STE3. Cette réduction sera atteinte, notamment, par une optimisation de la séparation des effluents suivant leur nature et par leur recyclage au sein de l'usine.

Atelier T4 (UP3)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la

mise en actif de l'unité de concentration des effluents de la colonne de recombinaison de cet atelier, installée dans le cadre du projet de nouvelle gestion des effluents de l'usine (lettre du 9 juin).

L'**inspection** du 28 juin avait pour objet d'examiner l'organisation et la gestion du suivi et de la maintenance des systèmes de ventilation de l'atelier.

► **Centre de Stockage de la Manche (ANDRA)**

L'**inspection** du 19 juin avait pour objet d'examiner la qualité de la réalisation de la tranche 3 de la couverture du centre de stockage.



**Marcoule
Gard**

► **Centre d'études du CEA Valrho**

Installation Atalante

Deux **inspections** ont eu lieu au mois de juin :

– l'une, le 13, a abordé le thème « confinement et ventilation ». Les inspecteurs ont plus particulièrement porté leur attention sur les activités d'entretien et de contrôle des éléments importants pour la sûreté, sur les deux premières barrières de confinement, et sur l'application de certains éléments des prescriptions techniques. La visite a été consacrée à un secteur feu-confinement qui regroupe deux laboratoires superposés ;

– l'autre, le 27, a permis de contrôler que les dispositions annoncées par l'exploitant et faisant suite à de précédentes inspections ou à des demandes d'autorisation sont en place et appliquées. Le registre des fiches d'anomalies de l'installation a également fait l'objet d'un examen approfondi.

► **Installation Melox (fabrication de combustibles MOX)**

Trois **inspections** ont eu lieu au cours des mois de mai et juin :

– le 31 mai, sur le thème de l'alimentation électrique, pour faire

le point sur l'état actuel des installations électriques normales, de secours et de sauvegarde ainsi que sur les conditions de maintenance et d'essais périodiques des matériels constituant l'alimentation de sauvegarde ;

– le 12 mai, sur la vérification de la prise en compte du risque de criticité et le respect des prescriptions techniques correspondantes, principalement pour les postes de travail qui mettent en œuvre les poudres ;

– le 15 juin, sur les moyens mis en place par l'exploitant pour assurer la qualité des interventions sur les automates de « sûreté-criticité », en particulier lors des modifications de logiciel.

► **Réacteur Phénix (filère à neutrons rapides)**

A l'arrêt depuis le 7 avril 1995, date d'achèvement de son 49^{ème} cycle de fonctionnement, l'installation a vu la poursuite des travaux de rénovation entrepris sur ses boucles secondaires.

Dans la période en cours, avant la réalisation du prochain cycle de fonctionnement, l'exploitant a, en particulier, entrepris de remplacer, sur l'une des trois boucles secondaires, la totalité des tronçons des tuyauteries principales initialement réalisés en acier austénitique stabilisé au titane par des éléments neufs fabriqués dans une nuance d'acier moins sensible à la fissuration (cf. sur ce sujet l'encadré paru dans le bulletin de la sûreté des installations nucléaires n° 85 du mois d'avril 1992).

Parallèlement, l'exploitant a poursuivi les études nécessaires à l'établissement des dossiers relatifs à la réalisation d'un 50^{ème} cycle de fonctionnement, qui restera, compte tenu de la disponibilité des boucles secondaires en fonction des différentes phases des travaux, limité aux deux tiers de la puissance nominale du réacteur (soit 350 MWth).

Deux **inspections** ont eu lieu au mois de juin :

– le 1^{er}, sur les modalités mises en œuvre par l'exploitant pour gérer l'ensemble des opérations conduites pendant les arrêts entre cycles (travaux de modification, opérations d'entretien et de

maintenance, contrôles et essais périodiques...) ainsi que la requalification des matériels consécutive aux travaux. Une visite du chantier de remplacement du circuit sodium secondaire n°2 a été effectuée ;

– le 13, sur les travaux et les contrôles actuellement effectués sur des boucles secondaires et les pompes primaires.



**Maubeuge
Nord**

Société Somanu (atelier de maintenance nucléaire)

L'**inspection** du 16 mai a permis de s'assurer de l'exécution des engagements pris par l'exploitant à la suite des incidents intervenus sur les filtres de la ventilation en 1993, et au cours des essais du groupe électrogène en 1994. La gestion de la radioactivité des pièces entreposées dans le bâtiment et de certains déchets industriels a été examinée.



**Miramas
Bouches-du-Rhône**

► **Etablissement COGEMA**

Magasin d'uranium

L'**inspection** du 23 mai a permis d'effectuer une visite générale de l'installation au cours de laquelle ont été abordées l'organisation de l'installation, l'évolution des stockages et, de façon plus précise, la manière dont la surveillance de l'installation est effectuée par l'exploitant.



**Nogent-sur-Seine
Aube**

Ensemble du site

Le comité de pilotage de la Commission locale d'information (CLI) s'est réuni le 10 mai.

► **Centrale EDF**

Réacteurs 1 et 2

Deux inspections ont eu lieu au mois de mai :

- le 12, pour examiner les résultats des essais réalisés au redémarrage d'un réacteur, ainsi que les procédures de conduite et le suivi des différents paramètres de pilotage en fonctionnement normal. Les inspecteurs ont basé la visite sur le réacteur 1 qui a redémarré en novembre 1994. Ils se sont ensuite rendus en salle de commande du réacteur 2 pour assister à la divergence et examiner les documents utilisés à cette occasion ainsi que les fiches d'alarme ;
- le 16, sur la prévention des actes de malveillance.

Réacteur 2

Le réacteur, qui était à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 22 mars, a été **autorisé** à redémarrer le 6 mai. Il a effectivement divergé le 12 mai.

Le réacteur a été arrêté du 7 au 10 juin pour une intervention sur une tuyauterie de sortie d'eau du condenseur. Pendant cet arrêt, le 8 juin, l'exploitant a détecté une fissure non traversante sur un branchement de petit diamètre de l'une des deux voies redondantes du circuit d'aspersion dans l'enceinte.

Ce circuit sert, en cas d'accident, à diminuer la pression et la température dans l'enceinte par aspersion d'eau pulvérisée et à éliminer l'iode radioactif de l'atmosphère de l'enceinte au moyen de soude injectée dans cette eau.

Un incident identique, sur le même branchement, avait été détecté sur les deux réacteurs de Belleville en novembre 1994. A la suite de la découverte de cette anomalie identifiée comme étant due à de la fatigue vibratoire, les services centraux d'EDF avaient demandé aux exploitants des 12 réacteurs de même conception (palier P'4) de contrôler ces branchements chaque fois que le système d'aspersion dans l'enceinte était sollicité, notamment à l'occasion des essais périodiques.

Sur le réacteur 2 de Nogent-sur-Seine, lors du contrôle effectué après l'essai périodique réalisé sur ce système en février 1995, l'exploitant n'avait relevé aucune fissure. A l'issue de l'essai périodique suivant, en avril, l'exploitant a omis de contrôler le branchement concerné. La fissure a été détectée lors de l'essai suivant, en juin. Cet oubli prend une importance particulière du fait du caractère générique des fissures relevées sur ces branchements.

Dès la découverte de cet incident, qui n'a eu aucune conséquence sur la sûreté, les réparations ont été entreprises. Les contrôles réalisés sur le même branchement du réacteur 1 de Nogent après le dernier essai périodique n'ont montré aucune anomalie. En raison d'une insuffisance de culture de sûreté, cet **incident** a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

28

Orsay
Essonne

► **Laboratoire pour l'utilisation du rayonnement électromagnétique (LURE) Accélérateur linéaire d'Orsay**

L'inspection du 16 juin a porté sur l'application des prescriptions techniques, notamment sur les conditions d'accès en zone contrôlée.

30

Paluel
Seine-Maritime

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

Deux inspections ont eu lieu au cours des mois de mai et juin :

- le 10 mai, sur la situation des matériels qui seraient utilisés en cas d'accident grave et l'application des procédures associées à ces matériels ;
- le 1^{er} juin, sur le thème des effluents radioactifs, notamment

la gestion des effluents liquides et les dispositions retenues en matière d'analyse chimique et radiologique des effluents.

Le 28 juin, un **exercice** de crise a permis de tester l'organisation prévue en matière de sûreté nucléaire en cas d'accident affectant un réacteur. L'exercice a duré toute la journée et a mobilisé les équipes de crise :

- de la préfecture de la Seine-Maritime ;
- de la DSIN, de son appui technique l'IPSN et, sur le plan local, de la DRIRE Haute-Normandie ;
- d'EDF, au niveau central et sur le site de Paluel.

La situation accidentelle imaginée dans le scénario de cet exercice prévoyait, en particulier, la rupture d'un tube d'un des générateurs de vapeur qui assurent le transfert de la chaleur entre le circuit primaire et le circuit secondaire. Elle aurait été classée au niveau 2 de l'échelle échelle INES. Par ailleurs, la cellule interministérielle d'information du public et des médias a été simulée au ministère de l'industrie, ainsi qu'une pression médiatique auprès des différents intervenants, au niveau national comme au niveau local.

Les équipes de crise des différents intervenants ont mobilisé plus d'une centaine de personnes pendant la durée de l'exercice.

Réacteur 1

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 28 avril pour visite partielle et rechargement en combustible.

Le 3 mai, une intervention sur 2 des 4 capteurs de pression de l'enceinte a provoqué l'ordre de mise en service de systèmes de sauvegarde du réacteur.

Le débranchement de ces deux capteurs a, par défaut, entraîné un signal identique à celui d'une très haute pression dans l'enceinte ; cela a logiquement entraîné le démarrage des systèmes de sauvegarde assurant le refroidissement et le contrôle de la réactivité du cœur, le confinement de l'enceinte et le secours électrique.

L'exploitant a aussitôt rebranché les capteurs et appliqué les consignes permettant de revenir dans un état normal. Cet incident

n'a eu aucune conséquence sur la sûreté.

L'**incident** révèle une lacune dans la culture de sûreté. En conséquence, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

L'**inspection** du 11 mai a porté sur les travaux réalisés pendant l'arrêt du réacteur. Les inspecteurs ont visité les chantiers suivants : révision complète de la pompe d'alimentation de secours des générateurs de vapeur, étalonnage des capteurs de débit, contrôle des adaptateurs de couvercle de cuve, mise en place de connecteurs, étanchéité des tra-

versées de l'enceinte du circuit d'injection de sécurité.

Le 18 juin, alors que le réacteur était en cours de redémarrage, deux soupapes de sûreté d'un générateur de vapeur se sont ouvertes, provoquant un refroidissement du fluide primaire.

Un générateur de vapeur est un échangeur de chaleur qui utilise les calories de l'eau du circuit primaire du cœur du réacteur pour chauffer et transformer en vapeur l'eau d'un autre circuit indépendant dit secondaire. La vapeur sort des générateurs de vapeur par une tuyauterie et

actionne une turbine accouplée à un alternateur. Sur chaque tuyauterie, sept soupapes avec décharge directe à l'atmosphère assurent la protection du circuit contre les surpressions.

Lors d'un essai programmé nécessitant l'arrêt des pompes primaires, et afin d'éviter un refroidissement excessif du fluide primaire, l'exploitant a augmenté la température de ce dernier de 2°C. Ceci a provoqué une montée de pression dans le circuit secondaire et l'ouverture de deux soupapes de sûreté. Les soupapes ont été refermées immédiate-

La première visite décennale d'un réacteur de 1300 MWe

Le suivi par la DRIRE

Les réacteurs de Paluel, premier site du palier de 1300 MWe, approchent de l'échéance de leurs premières visites décennales. Afin d'étaler la charge de travail, l'exploitant a avancé celle du réacteur 2 au 1^{er} juillet ; elle devrait se poursuivre jusqu'au 5 octobre.

Une visite décennale se distingue de l'habituelle visite annuelle de réacteur par le volume des contrôles et des travaux qu'elle contient, et corrélativement par sa durée. Mais l'approbation de son programme par la DRIRE repose sur les mêmes principes. Deux points sont particulièrement importants : l'épreuve hydraulique décennale du circuit primaire principal et le contrôle de l'étanchéité en pression de l'enceinte de confinement.

La visite décennale de Paluel 2 est suivie par la DRIRE Basse-Normandie avec d'autant plus d'attention qu'elle servira de référence pour les autres réacteurs du palier 1300 MWe.

L'épreuve hydraulique du circuit primaire principal

Ce circuit, qui comprend la cuve du réacteur, constitue la deuxième des trois barrières interposées entre les matières radioactives du cœur du réacteur et l'extérieur (la première barrière est le gainage du combustible, la troisième est l'enceinte de confinement évoquée plus loin).

C'est au cours d'une épreuve hydraulique semblable, en 1991, qu'ont été découvertes les fissures sur les traversées du couvercle de la cuve du réacteur 3 de Bugey. La suite est connue : l'Autorité de sûreté nucléaire a poussé EDF à développer des moyens de contrôles non destructifs adaptés qui ont révélé des défauts sur d'autres couvercles. EDF a alors développé des remèdes : réparation des traversées, puis remplacement des couvercles concernés.

L'épreuve hydraulique du circuit primaire principal est accompagnée de contrôles non destructifs très variés. Elle consiste, après remplissage complet en eau, à monter graduellement la pression à 207 bar alors que la pression de fonctionnement n'est « que » de 155 bar. Au cours de cette épreuve, le métal doit être chaud car l'acier trop froid est cassant. Les caractéristiques d'un acier irradié par des neutrons évoluent : en particulier, la température au-dessous de laquelle il est fragile s'élève. On connaît cette température par des essais sur des éprouvettes issues de la même coulée de métal et placées près du cœur pendant son fonctionnement. Pour cette épreuve-ci, elle est maintenue au-dessus de 70° C.

Le contrôle de l'étanchéité en pression de l'enceinte de confinement

L'enceinte de confinement, en béton épais, est la dernière des trois barrières. Elle participe à la protection du public en cas d'accident sévère. Son rôle est de retenir la radioactivité. Si, par suite d'une défaillance, elle en laissait échapper, ce ne serait qu'une faible proportion, limitant ainsi la distance à laquelle des mesures de protection sont nécessaires. Et, surtout, elle laisserait le temps de mettre en œuvre, avant tout rejet significatif, des mesures de protection de la population (confinement, distribution de pastilles d'iode et, dans les cas les plus graves, évacuation).

Pour contrôler cette enceinte, qui a la taille d'une cathédrale, on la remplit d'air à une pression de 4 bar et on recherche les éventuelles fuites. Une instrumentation variée permet de suivre le comportement du bâtiment soumis à cette pression.

ment par action manuelle du personnel de conduite.

Cet **incident** n'a eu aucune conséquence sur la sûreté du réacteur. Cependant, en raison des conséquences potentielles d'une non-fermeture de ces soupapes, il a été classé **au niveau 1** de l'échelle **INES**.

Le réacteur a redémarré le 26 juin.

Réacteurs 3 et 4

L'**inspection** effectuée le 17 mai avait pour but de contrôler la réalisation de la maintenance et des essais périodiques concernant les batteries d'accumulateurs et les onduleurs. Elle a permis de faire le point sur l'état de ces matériels qui alimentent le contrôle-commande de la centrale.

Réacteur 4

Le 27 mai, alors que le réacteur était à l'arrêt, le niveau d'eau du réservoir d'alimentation de secours des générateurs de vapeur est resté inférieur au niveau requis pendant 6 heures, alors que les spécifications techniques d'exploitation demandent que des actions correctives soient entreprises dans un délai de 2 heures. Le niveau d'eau était insuffisant à cause d'une défaillance du système normal de remplissage et de l'indisponibilité d'un système d'appoint.

Le circuit de secours d'alimentation en eau des générateurs de vapeur (circuit ASG) fournit à ces derniers, en cas de défaillance de l'alimentation principale, l'eau nécessaire au refroidissement du réacteur. Il est également utilisé lors des périodes de démarrage et d'arrêt du réacteur. Le circuit ASG est alimenté par un réservoir qui doit contenir en permanence une quantité d'eau suffisante, ce qui n'était pas le cas ici.

L'équipe de conduite n'a pas détecté cette anomalie car elle n'a pas lu complètement les nouvelles spécifications techniques d'exploitation (STE) récemment mises en place sur le site. Or, ces nouvelles STE sont plus contraignantes que les anciennes sur le niveau minimum requis pour ce réservoir. L'équipe de quart suivante s'en est aperçue et a rétabli le niveau d'eau en utilisant un

moyen d'appoint d'un réacteur voisin.

Cet **incident** n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation. Mais, en raison d'un manque de culture de sûreté de l'équipe de conduite, il a été classé **au niveau 1** de l'échelle **INES**.

31

Penly Seine-Maritime

► Centrale EDF

Ensemble du site

Deux **inspections** ont eu lieu au cours du mois de mai :

- le 19, sur la mise en œuvre de l'approche par états (APE) pour la conduite accidentelle, au travers notamment de la formation et de la documentation (règles de conduite). Une visite de la salle de commande du réacteur 1 a été effectuée pour vérifier la gestion des procédures et de certaines alarmes ;

- le 23, sur l'organisation du site en matière d'automatismes, le contrôle opérationnel des capteurs, et les dossiers de modifications d'essais périodiques et de maintenance.

Réacteur 1

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 10 juin pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** réalisée le 26 juin a porté sur le respect des documents d'intervention lors des travaux réalisés, pendant l'arrêt, sur les organes de robinetterie de plusieurs systèmes importants pour la sûreté.



Phénix (voir Marcoule)



Pierrelatte (voir Tricastin)

33

Romans-sur-Isère Drôme

Etablissement FBFC

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le conditionnement de pastilles d'oxyde d'uranium frittées dans des conteneurs de type DHTF (lettre du 23 juin).

35

Saclay Essonne

► Centre d'études du CEA

Usine de production de radioéléments artificiels - Cis Bio International

L'**inspection** du 3 mai a principalement porté sur la vérification de l'application des prescriptions techniques et des règles générales d'exploitation.

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la première phase des travaux de réaménagement du laboratoire 9 de l'installation, destiné à la fabrication de gélules d'iode 131 pour le diagnostic médical et la thérapie. Cette phase consiste principalement à assainir et démonter les enceintes 9A et 9B (télex du 15 mai).

Zone de gestion des effluents liquides radioactifs

L'**inspection** du 5 mai a permis de faire le point sur les conditions techniques préalables à la remise en route de l'atelier de bitumage, en particulier pour ce qui concerne la protection contre l'incendie, le confinement, le test microcalorimétrique de réactivité et l'agrément des colis de déchets bitumés en cours d'instruction par l'ANDRA.

Réacteur Orphée

L'**inspection** du 31 mai a porté sur les équipements constitutifs de l'installation et le respect des arrêtés-types associés.

36

Saint-Alban
Isère

► Centrale EDF

Ensemble du site

Deux **inspections** ont eu lieu au cours du mois de juin :

- le 29, sur la métrologie, et notamment l'organisation du site en la matière. La maintenance réalisée sur les capteurs importants pour la sûreté a été plus particulièrement examinée ;
- le 30, de façon inopinée, sur le respect des règles générales d'exploitation (RGE).

Réacteurs 1 et 2

L'**inspection** du 6 juin avait pour but d'examiner les activités du service automatismes, essentiellement réacteur en fonctionnement, qu'il s'agisse de maintenance ou d'essais.

Réacteur 1

Le réacteur est à l'**arrêt** depuis le 14 avril pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** du 2 mai avait pour objet d'examiner l'application de l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité sur certains chantiers : chantier portant sur des organes de robinetterie, chantier de remplacement du couvercle de cuve du réacteur, chantier portant sur l'élimination d'un défaut de soudage détecté au voisinage de piquages d'instrumentation de générateurs de vapeurs, chantier de réépreuve du circuit secondaire.

Le 13 mai, alors que le cœur du réacteur était intégralement stocké dans la piscine du bâtiment du combustible, l'exploitant a constaté que, pendant environ 3 heures, des opérations de maintenance de combustible avaient été réalisées dans ce bâtiment sans que la ventilation ait été mise en service, contrairement aux spécifications techniques d'exploitation.

Pendant les arrêts pour visite partielle et rechargement en combustible, les éléments combustibles sont stockés dans un bâtiment spécifique pour permettre

les interventions dans le bâtiment du réacteur. Ce bâtiment de stockage est équipé d'un circuit de ventilation spécifique (DVK). L'une des fonctions de ce circuit est de limiter les rejets de substances radioactives engendrés par exemple par un accident de manutention. Le circuit DVK est constitué :

- d'un réseau de tuyauteries doté de deux ventilateurs (voie A et voie B) permettant le rejet de l'air à l'extérieur par la cheminée du bâtiment des auxiliaires nucléaires, en fonctionnement normal ;
- d'un réseau spécifique équipé d'un dispositif de filtration de l'air avant rejet à la cheminée, associé à deux autres ventilateurs (voie A et voie B), en situation accidentelle.

Pour chaque réseau, les alimentations électriques des deux voies sont indépendantes.

Les spécifications techniques d'exploitation exigent que l'un des ventilateurs du réseau spécifique soit en service au cours des opérations de manutention de combustible. Or, le 13 mai, au cours d'une intervention sur l'alimentation de la voie B rendant indisponible le ventilateur correspondant, le second ventilateur n'a pas été mis en service lors des opérations de manutention de combustible. L'anomalie résulte d'une défaillance de communication entre les opérateurs.

Cet **incident** n'a eu aucune conséquence, ni sur la sûreté de l'installation, ni sur l'environnement. Mais, en raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation et de sa découverte tardive, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Le 23 mai, alors que le réacteur était toujours à l'arrêt, les spécifications techniques d'exploitation concernant la mesure du niveau d'eau dans la cuve n'ont pas été respectées.

Dans l'état où se trouvait le réacteur, les deux capteurs de mesure doivent être disponibles afin de suivre en permanence le niveau d'eau dans la cuve. Cette disposition figure dans les spécifications techniques d'exploitation.

Le programme d'arrêt prévoyait de modifier les deux capteurs, les rendant ainsi indisponibles, et de

vérifier leur disponibilité lors du redémarrage.

L'exploitant aurait dû justifier l'indisponibilité des capteurs après la modification et demander une dérogation aux spécifications techniques d'exploitation auprès de la direction de la sûreté des installations nucléaires.

L'anomalie résulte d'une défaillance dans l'analyse de l'impact de la modification menée par l'exploitant. Elle a été découverte au cours d'une réunion avec la direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement de la région Rhône-Alpes. La demande d'autorisation a été immédiatement formulée à la DSIN.

Cet **incident** n'a eu aucune conséquence ni sur la sûreté de l'installation, ni sur l'environnement. Mais, en raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Ce réacteur a été **autorisé** à diverger le 2 juin. Il a divergé le 6 juin.

Réacteur 2

Lors de l'**inspection** du 21 juin, les inspecteurs ont examiné le déroulement de 4 incidents significatifs récents : inétanchéité d'un réservoir à effluents gazeux, pilotage hors spécification, arrêt d'urgence à la suite d'une fausse manœuvre, arrêt d'urgence à la suite de la défaillance d'un diesel, ainsi que les mesures prises pour en éviter le retour.

Le réacteur est passé en prolongation de cycle le 23 juin.



Superphénix
(voir Creys-Malville)

37

Saint-Laurent-des-Eaux
Loir-et-Cher

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'échéance de l'autorisation de prise et rejet d'eau en Loire

devant survenir en janvier 1996, la procédure de renouvellement de l'arrêté préfectoral d'autorisation a débuté. Pour la première fois, en application des dispositions du décret du 4 mai 1995, l'instruction de ce dossier est pilotée par l'Autorité de sûreté nucléaire.

L'inspection du 29 juin a porté sur le suivi des contrôles réalisés sur le génie civil du bâtiment du réacteur et le bâtiment des auxiliaires nucléaires.

**Réacteurs A1 et A2
(filière uranium naturel-graphite-gaz)**

Ces deux réacteurs sont en état de cessation définitive d'exploitation. L'essentiel de l'activité a porté sur la préparation, tant au plan technique que réglementaire, des futures opérations de traitement et vidange des eaux des piscines de désactivation.

Réacteurs B1 et B2

Le but de l'inspection du 21 juin était d'examiner les contrôles effectués sur les circuits importants pour la sûreté en vue de garantir leur intégrité. Les inspecteurs se sont intéressés au traitement d'un certain nombre de défauts mis en évidence à l'occasion de ces contrôles, et en particulier au retour d'expérience qui en a été tiré.

Réacteur B1

Le réacteur est passé en prolongation de cycle le 22 juin. Son arrêt pour visite décennale et rechargement, prévu le 26 août, comportera également le remplacement des trois générateurs de vapeur. Une réunion préparatoire à ces opérations s'est tenue sur le site le 26 juin. La construction du local d'entreposage des générateurs de vapeur qui seront déposés est en voie d'achèvement.

Réacteur B2

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 22 avril pour visite partielle et rechargement en combustible. L'inspection du 4 mai a porté sur les travaux de maintenance effectués pendant cet arrêt.

Le réacteur a été **autorisé** à diverger le 21 juin. La divergence a effectivement eu lieu le 22 juin. Initialement prévue vers le 20 mai, la divergence avait dû être retardée du fait de la découverte de défauts affectant les générateurs de vapeur au niveau d'une plaque de maintien du faisceau tubulaire (plaque entretoise). Des défauts similaires, mais dont l'origine est a priori différente, avaient déjà été mis en évidence sur les générateurs de vapeur de la centrale de Fessenheim.



**Soulaines-Dhuys
Aube**

**Centre de stockage
de l'Aube (ANDRA)**

La Commission locale d'information s'est réunie le 28 juin (voir rubrique « En bref... France » page 22)

L'inspection du 20 juin a permis de faire le point sur l'organisation de l'exploitation du Centre, l'activité de l'atelier de conditionnement des déchets, le retour d'expérience du fonctionnement de cet atelier ainsi que sur les incidents survenus en 1993 et 1994.

Le 27 juin, le système de détection incendie du hall d'entreposage des caissons métalliques a été laissé débranché en l'absence de personnel d'exploitation, contrairement à la procédure en vigueur. Le Centre de stockage de l'Aube comporte une unité industrielle de conditionnement préalable au stockage de certains colis de déchets radioactifs et des ouvrages de stockage. L'incident est survenu dans un local destiné à l'entreposage de caissons métalliques contenant des déchets radioactifs de faible et moyenne activité. Ce local est équipé d'un système de détection incendie.

L'inhibition de ce système a été effectuée dans le cadre d'une procédure normale d'exploitation. Le personnel d'exploitation a quitté son poste vers 11 h 30 après avoir effectué son travail, mais sans remettre ce système en service, contrairement à la procédure en vigueur. Le personnel d'exploita-

tion a repris son travail à 13 h et découvert l'anomalie de manière fortuite deux heures plus tard. Le système de détection incendie a été immédiatement remis en service. Mais le hall d'entreposage n'a disposé d'aucun moyen de détection vis-à-vis du risque incendie entre 11 h 30 et 13 h, et ceci en l'absence de tout personnel d'exploitation.

Cet **incident** n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation, mais, en raison de l'indisponibilité d'un système de sécurité, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.



**Tricastin/Pierrelatte
Drôme**

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

Durant les mois de mai et juin, quatre **inspections** ont été effectuées. Elles ont porté :

- le 23 mai, sur le suivi de l'intégrité des circuits importants pour la sûreté (hors circuit secondaire principal et circuit primaire principal) pratiqué par le site ;
- le 8 juin, sur la maintenance des interrupteurs d'arrêt d'urgence ;
- le 14 juin, sur le respect par l'exploitant des dispositions prévues en matière de protection de l'environnement. En particulier, les dépôts de sources radioactives et le dépôt d'hydrogène ont été examinés ;
- le 15 juin, sur le suivi de la gestion des déchets solides. Les inspecteurs ont vérifié notamment les conditions d'élimination des déchets radioactifs ou non. Pour les premiers, le respect des dispositions de zonage a aussi été contrôlé. Les inspecteurs ont visité différents lieux de conditionnement et d'entreposage des déchets.

Réacteur 1

L'inspection du 22 juin a porté sur les travaux qui ont été effectués pendant le dernier arrêt du réacteur. Les inspecteurs se sont plus particulièrement intéressés aux interventions réalisées dans le bâtiment du réacteur, dans le

bâtiment des auxiliaires nucléaires et sur les circuits de vapeur.

Le 23 juin, alors que le réacteur était en puissance, au cours d'une manœuvre normale d'exploitation, le circuit d'appoint en eau borée s'est révélé indisponible, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation. Afin de contrôler la réaction nucléaire dans le cœur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux :

- ajouter ou diluer du bore dans l'eau du circuit primaire par ce circuit d'appoint. Le bore a la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire ;
- introduire ou extraire les grappes de commande dans le cœur. Ces grappes ont également la propriété d'absorber les neutrons.

L'indisponibilité du circuit d'appoint en eau borée était due au fait que deux vannes manuelles avaient été laissées fermées après une opération de maintenance, empêchant ainsi les pompes de refouler l'eau borée.

Dès la découverte de l'incident, ce circuit d'appoint a été remis en service.

Un autre système, le système d'injection de sécurité, qui permet l'introduction rapide d'eau borée en situation accidentelle, était toujours disponible.

Cet incident n'a donc eu aucune conséquence du point de vue de la sûreté.

Un incident analogue était déjà survenu sur le réacteur 2 de Tricastin le 11 avril 1994. Compte tenu de la mauvaise prise en compte du retour d'expérience du premier incident, l'incident du 23 juin 1995 a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Réacteur 2

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 3 juin pour visite partielle et rechargement en combustible.

► Etablissement Cogema

L'inspection réalisée le 18 mai a porté sur la gestion des effluents. Les inspecteurs ont examiné notamment le respect des normes de rejets pour l'usine de défluoruration W.

► Etablissement FBFC (fabrication de combustibles nucléaires)

Deux inspections ont eu lieu au cours des mois de mai et juin :

- le 11 mai, sur les dispositions retenues par l'exploitant en matière de protection de l'environnement. Les inspecteurs ont examiné des points administratifs et techniques, et visité une partie des installations ;
- le 29 juin, sur les déchets radioactifs et non radioactifs. Elle a été plus particulièrement consacrée à la destination des différentes catégories identifiées de déchets. Le conditionnement et l'entreposage des déchets sur le site a donné lieu à une visite des locaux.

► Usine Eurodif (enrichissement de l'uranium)

Ensemble du site

Par télex du 19 mai, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à mettre en service une colonne mobile de distillation destinée à réduire la teneur résiduelle en ammoniacque présente dans des circuits d'eau boratée. Il s'agit de prévenir la corrosion de ces circuits, destinés à refroidir l'UF₆ de la cascade d'enrichissement.

Annexe U (unité d'extraction-remplissage)

Par lettre du 15 mai, les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie ont **autorisé** la Société Eurodif Production à remplacer le fréon 11 par du trichloréthylène dans l'unité d'extraction-remplissage.

Cette unité assure l'alimentation en uranium naturel de la cascade d'enrichissement et l'extraction du produit enrichi.

Cette modification fait suite à l'interdiction de production, à compter du 1^{er} janvier 1995, des CFC (chlorofluorocarbones), dont le fréon 11 fait partie.

Cette interdiction a été décidée par le conseil de l'environnement de la CEE, en raison de leur action sur la réduction de la couche d'ozone stratosphérique du pôle Sud.

Deux inspections ont eu lieu au cours des mois de mai et juin. Elles ont porté :

- le 16 mai, sur l'examen des documents d'exploitation, en particulier ceux relatifs à l'utilisation du ClF₃ (trifluorure de chlore) dans l'usine ;
- le 13 juin, sur la salle de conduite. A partir de cas concrets, le mode d'exploitation du système de contrôle-commande a été examiné. Des automatismes locaux ont été inspectés. La politique de maintenance des automatismes de sûreté a également été examinée et quelques comptes rendus ont été consultés par sondage.

► Installation SOCATRI (assainissement et récupération de l'uranium)

A la suite de l'inspection du 7 mars, l'activité de l'extension du Centre de traitement Sud (CTS) avait été suspendue par la DSIN (voir Contrôle n° 105).

Après examen des documents de sûreté liés à cette extension, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé**, par lettre du 18 mai, l'exploitant à remettre en exploitation cette extension.

41

Veurey-Voroize
Isère

► Etablissement SICN (fabrication de combustibles nucléaires)

L'inspection du 14 juin a permis d'examiner les points suivants : avancement des derniers dossiers présentés à la DSIN, démantèlement de matériels, stockage de conteneurs de transport de crayons UO₂, gestion et bilan des déchets sortant du périmètre de l'installation, restitution de sources radioactives au centre CEA de Saclay, fabrication de plaquettes « caramel », déchets et effluents.

Inspections effectuées hors installations nucléaires

Un certain nombre d'inspections sont effectuées en dehors des sites des installations nucléaires. Elles portent le plus souvent sur des problèmes d'organisation, ou constituent des contrôles chez les fournisseurs des exploitants nucléaires français, tant en France qu'à l'étranger. Sept inspections ont eu lieu à ce titre en mai et juin.

Quatre d'entre elles concernaient EDF :

- à FRAMATOME à Lyon, l'inspection des 16 et 17 mai avait pour but de s'assurer de la qualité des bases de la conception de futurs assemblages combustibles pour les réacteurs d'EDF de 1300 MWe, et de connaître le retour d'expérience tiré de l'utilisation de combustible de type « FGA » ;
- au sein des services centraux d'EDF à Nanterre, l'inspection du 9 juin avait pour objet de vérifier comment l'inspection nucléaire assure la mission qui lui a été confiée en application de l'article 9 de l'arrêté relatif à la qualité du 10 août 1984, c'est-à-dire assurer, pour le compte de la direction de l'exploitation du parc nucléaire d'EDF (EPN), des contrôles de conformité à la politique de sûreté de l'EPN, en centrales, mais aussi au niveau des services centraux. Les inspecteurs ont examiné le programme d'inspection, les méthodes de travail (préparation, déroulement et suite des inspections), le programme d'inspection 1994 et son bilan, ainsi que le programme 1995 ;
- à la société CGA à Valence, l'inspection des 9 et 10 mai a porté sur la surveillance que le Groupe des laboratoires d'EDF (GDL) doit exercer sur ce prestataire de contrôles non destructifs sur les tubes des générateurs de vapeur et les barrières thermiques des pompes primaires des réacteurs à eau sous pression d'EDF ;
- à la société FBFC à Dessel (Belgique), l'inspection des 13 et 14 juin a porté particulièrement sur la fabrication en cours des assemblages combustibles au gadolinium destinés aux futures campagnes allongées des réacteurs à eau sous pression d'EDF.

Les trois autres inspections de ce type se sont déroulées :

- le 11 mai à Lys-les-Lannoy, chez STEIN Industrie, pour faire le point sur les approvisionnements et les premières fabrications concernant 3 nouveaux échangeurs intermédiaires destinés au réacteur Phénix ;
- le 12 mai au siège de l'ANDRA, faisant suite à l'inspection du 27 octobre 1992 et à celle du 2 mars 1995. Elle a permis de faire le point sur l'état d'avancement du projet d'archivage à long terme de l'ANDRA ;
- les 20 et 21 juin au CERN à Genève, pour contrôler les dispositions de sûreté mises en œuvre dans l'installation, en particulier celles relatives aux contrôles des accès et celles ayant trait aux anomalies, incidents et accidents.

En bref... France

Renforcement du rôle des DRIRE

Les Directions régionales de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) et les Divisions des installations nucléaires qui en dépendent exercent depuis 1982, pour le compte de l'Autorité de sûreté nucléaire, la surveillance des installations nucléaires de base de leur ressort, notamment par l'intermédiaire d'inspections.

En 1985, la mission des DRIRE a été étendue à l'approbation des programmes des arrêts de tranche des réacteurs à eau sous pression.

Dans la continuité de cette démarche, la DSIN a étudié depuis plus d'un an les conditions d'une nouvelle extension des missions des DRIRE au suivi des incidents de toutes les installations nucléaires de base

(INB) et à l'instruction des dérogations aux spécifications techniques d'exploitation (STE) des réacteurs à eau sous pression.

Cette réflexion a été présentée dans le rapport d'activité de la DSIN relatif à l'année 1994 et dans le n° 103 de février 1995 de la revue « Contrôle », puis a fait l'objet d'un exposé devant le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires, le 8 juin dernier.

Au terme de cette réflexion, les DRIRE se sont vu confier, à compter du 30 juin 1995, le suivi des incidents de toutes les INB et l'instruction des dérogations aux spécifications techniques d'exploitation des réacteurs à eau sous pression.

Il convient de souligner que, si l'instruction des sujets précités revient aux DRIRE, les

décisions à prendre restent du ressort du directeur de la sûreté des installations nucléaires.

Les personnes

A compter du 1^{er} juillet, Hervé Mignon prend la responsabilité de la première sous-direction de la DSIN. Jean-Christophe Niel est rattaché au directeur de la sûreté des installations nucléaires en tant que chargé de mission pour la période du 1^{er} juillet au 1^{er} septembre, date à laquelle il prendra les fonctions d'adjoint au chef du département de sûreté des matières radioactives (DSMR) à l'IPSN.

Réunion de la CIINB

La commission interministérielle des installations nucléaires de base s'est réunie le 20 juin dernier pour examiner trois projets de textes concernant les installations nucléaires de base.

Deux sont relatifs à la nomenclature des installations nucléaires de base : il s'agit du projet de décret modifiant l'annexe au décret 85-449 du 23 avril 1985, et du projet d'arrêté remplaçant les arrêtés du 6 décembre 1966 et du 25 janvier 1967.

Le troisième est un projet de décret relatif au changement d'exploitant de trois installations d'ionisation, au bénéfice de la société IONISOS.

Réunion des Groupes permanents d'experts

Le Groupe permanent « **réacteurs** » a tenu 5 réunions au cours des mois de mai et juin :

- le 4 mai, sur le palier N4 et la conduite ;
- le 15 mai, sur le retour d'expérience ;



Réacteur Superphénix

- le 22 juin, sur le réacteur 2 de Golfech ;
- le 29 juin, sur le contrôle-commande du palier N4 ;
- le 30 juin, sur le projet de réacteur franco-allemand EPR et la conception de son enceinte.

Le Groupe permanent « **usines** » s'est réuni le 10 mai pour examiner le dossier de l'irradiateur POSEIDON, et le 21 juin pour examiner le dossier de l'incinérateur de l'usine MELOX.

Réunion de la CCAP

La Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression (CCAP) s'est réunie le 30 mai.

Au cours de cette réunion, ont été examinés les dossiers relatifs :

- au bilan de l'application des titres I et II de l'arrêté du 26 février 1974, portant application de la réglementation des appareils à pression aux chaudières nucléaires à eau, à la construction de la première chaudière nucléaire à eau sous pression destinée au site de Chooz B ;
- à la prise en compte du retour d'expérience des réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe dans la conception et la réalisation des circuits primaires principaux et des circuits secondaires principaux des réacteurs du palier N4.

Réunion du CSSIN

Le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN) s'est réuni le 8 juin sous la présidence de M^{me} Dominique Leglu. L'ordre du jour était le suivant :

- décret du 4 mai 1995 sur les effluents des installations nucléaires de base (INB), et politique de la DSIN en matière de rejets ;
- nouvelle organisation de l'Autorité de sûreté ;
- point sur la lettre de mission adressée au président du comité de direction de l'IPSN par les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie ;
- projet de décret sur l'information des populations dans les situations d'urgence radiologique (directive européenne 89/618) ;
- points d'actualité :
 - situation des réacteurs de Daya Bay (Chine) ;
 - situation du réacteur Superphénix ;

• incident sur les plaques entretoises de générateur de vapeur à Fessenheim 2. Un point a particulièrement fait l'objet de discussions : **le décret du 4 mai 1995 sur les effluents des INB et la politique de la DSIN en matière de rejets.**

Il a été précisé, à l'occasion de cette réunion, que la nouvelle procédure pourra donner lieu désormais à une seule autorisation, délivrée au niveau ministériel, pour réglementer les rejets d'effluents liquides et gazeux radioactifs et non radioactifs ainsi que les prélèvements d'eau d'une installation nucléaire de base donnée. Il a ensuite été rappelé aux membres du Conseil quelles étaient les trois caractéristiques principales de la réforme :

- une unification des procédures concernant les rejets d'effluents liquides et gazeux, et les prélèvements d'eau ;
- une simplification de la procédure elle-même, instruite par la DSIN ;
- l'extension du champ d'application de cette procédure nouvelle, à quelques éléments près, aux installations nucléaires de base classées secrètes (INBS) relevant du ministre de l'industrie.

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a par ailleurs indiqué que son intention était d'engager progressivement un ensemble de procédures tendant à rapprocher des rejets réellement effectués les autorisations correspondantes. Il s'agirait là de tirer parti des progrès accomplis par les exploitants dans leur maîtrise des pollutions et nuisances diverses. Cette volonté devrait se concrétiser prochainement par l'arrêté interministériel relatif aux rejets de la centrale de Chooz B.

Cette déclaration d'intention de la DSIN a fait l'objet d'un premier débat qui sera poursuivi à l'occasion de la prochaine séance du CSSIN.

Réunion de la CLI de Soulaines

La commission locale d'information sur le Centre de stockage de l'Aube s'est réunie le 28 juin. Cette réunion a été essentiellement consacrée à la présentation par l'ANDRA du bilan d'activité 1994 du Centre.

Réunion de la CLI de Dampierre

La communication locale d'information de Dampierre s'est réunie le 8 juin sous la pré-

sidence du préfet du Loiret. Son ordre du jour était le suivant :

- incidents survenus à la centrale de Dampierre depuis la dernière réunion de la CLI ;
- vie de la centrale en 1995 ;
- compte rendu de l'exercice de sûreté nucléaire du 15 mars.

Un film sur le remplacement des générateurs de vapeur à la centrale de Gravelines a en outre été présenté aux membres de la CLI.



Centrale de Dampierre – salle des machines

Réunion de la CLS de Fessenheim

La Commission locale de surveillance de la centrale de Fessenheim s'est réunie le 19 mai sous la présidence de M. Charles Haby. L'ordre du jour de cette réunion comportait deux interventions principales :

- M. Gustin, directeur de la centrale, a rendu compte du bilan de fonctionnement des tranches pour l'année écoulée ;
- M^{lle} Wiest, de la préfecture du Haut-Rhin, a présenté le projet d'exercice de mise en œuvre du Plan particulier d'intervention (PPI) de la centrale de Fessenheim, prévu pour le dernier trimestre 1995.

A ce sujet, M. Haby a souligné qu'une formation des élus, financée par le Conseil général, avait eu lieu pour préparer cet exercice de grande ampleur. Il a également annoncé qu'un expert en communication, désigné par la CLS, serait associé à l'exercice.

Réunion de la CSPI de la Hague

La Commission spéciale et permanente d'information près l'établissement de La Hague s'est réunie le 19 juin sous la présidence de M. Yves Bonnet.

Son ordre du jour était le suivant :

- état d'avancement du protocole de mesures de la radioactivité autour du Centre de stockage de la Manche ;
- fonctionnement de la CSPI : budget de communication et déficit budgétaire ;
- iode radioactif dans les effluents de l'usine de retraitement.

Cette réunion a été suivie d'une conférence de presse.

Réunion de l'ILCI de la Haute-Marne

L'instance locale de concertation et d'information sur les travaux menés par l'ANDRA dans le département de la Haute-Marne a organisé le 10 mai une conférence sur la règle fondamentale de sûreté (RFS III 2 f) relative aux objectifs à retenir dans les phases d'études et de travaux pour le stockage de déchets radioactifs en formation géologique profonde. M. Delattre, adjoint au chef de la première sous-direction de la

DSIN, a participé à l'animation de cette conférence.

Une conférence a été organisée dans ce même cadre le 29 juin sur les recherches, complémentaires à celles concernant le stockage en formations géologiques profondes, définies par l'article 4 de la loi du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs. Ces recherches portent sur la séparation-transmutation des éléments à vie longue et sur les procédés de conditionnement et l'entreposage en surface des déchets. La conférence a été animée par M. Schapira, de l'Institut de Physique Nucléaire d'Orsay.

Réunion de la commission locale d'environnement de FBFC de Romans

Le 4 mai, un représentant de la DRIRE Rhône-Alpes a participé à la réunion de la commission locale d'environnement de l'usine FBFC de Romans-sur-Isère, présidée par le maire de Romans et par le directeur de FBFC.

Relations internationales

AIEA - Programme RADWASS

Dans le cadre du programme RADWASS (radioactive waste safety standards), un représentant de la DSIN a participé du 22 au 26 mai à la réunion du groupe d'experts auprès du directeur général de l'AIEA (INWAC élargi) consacrée notamment à l'examen de trois projets de normes de sûreté relatifs à la gestion des déchets radioactifs avant stockage, au stockage en surface et au démantèlement d'installations nucléaires.

Par ailleurs, un représentant de la DSIN a participé du 26 au 30 juin à une réunion du comité technique permanent consacrée à l'établissement d'un projet de guide de sûreté relatif au contrôle réglementaire et

aux procédures d'autorisation d'installations de gestion des déchets radioactifs.

AIEA - Aide internationale à la gestion des combustibles irradiés et des déchets radioactifs

Un représentant de la DSIN a participé à un séminaire qui s'est tenu à Vienne, du 15 au 17 mai, sous les auspices de l'AIEA, pour l'organisation d'une aide internationale à la Fédération de Russie dans le domaine de la gestion des combustibles irradiés et des déchets radioactifs, spécialement dans la région Nord-Ouest de la Fédération où les risques potentiels inquiètent beaucoup les pays nordiques.

Un « groupe expert de liaison » a été chargé d'établir un programme d'actions accepté internationalement, avec la définition de priorités à court et long terme.

OCDE

Une réunion du Comité sur les activités nucléaires réglementaires (CANR) a eu lieu les 19, 20 et 21 juin à Paris. Au cours de cette réunion, un texte relatif à l'approche réglementaire des accidents graves a été discuté.

Une réunion conjointe avec le Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) a également eu lieu pendant cette période et a porté sur l'utilisation des études probabilistes dans le cadre réglementaire.

Allemagne

- Le Comité de direction franco-allemand sur la sûreté nucléaire (DFD) s'est réuni le 12 juin à Paris ; les discussions ont porté, pour l'essentiel, sur l'évolution du projet EPR, la coopération entre la DSIN et le BMU dans le domaine de la gestion des déchets et les questions relatives à la sûreté des installations dans les pays d'Europe de l'Est.

- La réunion plénière de la Commission franco-allemande de sûreté nucléaire (DFK) s'est tenue à Bourges les 8 et 9 juin 1995. Les résultats de ses travaux sont présentés dans le communiqué commun ci-après (voir encadré page suivante).

Canada

Une mission de la DSIN conduite par son directeur s'est rendue au Canada du 28 au 31 mai, après avoir séjourné aux Etats-Unis

du 22 au 27 mai. Elle a visité les sites de Whiteshell, où se trouve un laboratoire souterrain de recherche pour le stockage de déchets, et de Chalk River.

Le laboratoire de Whiteshell, et les laboratoires spécifiques relatifs aux études de stockage profond des déchets radioactifs de forte activité, ont montré l'ampleur des recherches effectuées par le Canada en liaison avec ses partenaires, dont la France.

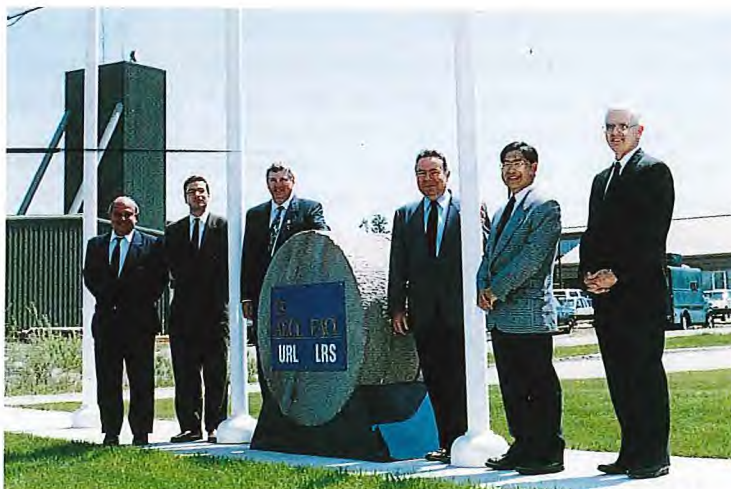
Chine

- Un inspecteur de la DRIRE Rhône Alpes a séjourné pendant 3 semaines en Chine pour suivre une partie de l'arrêt de la tranche 2 de Daya Bay. Sa mission a porté essentiellement sur l'analyse comparée des pratiques chinoises et françaises en matière de suivi d'arrêt de tranche.

- L'administration nationale de sûreté nucléaire chinoise (ANSN) a demandé que la DSIN fournisse son avis après analyse des dossiers de sûreté relatifs au redémarrage de la tranche 1 de Daya Bay avec une configuration provisoire des tubes guides des barres de contrôles. A cet effet, deux missions de la DSIN et de son appui technique, l'IPSN, ont eu lieu, l'une du 16 au 20 mai à Daya Bay puis à Pékin du 21 au 23 mai, l'autre du 19 au 24 juin à Pékin.

La tranche 1 de Daya Bay a redémarré le 30 juin avec un critère de sûreté relatif au temps de chute des grappes de 2,15 secondes et un programme de surveillance de l'évolution du phénomène. Le dossier concernant le changement du critère pour le porter à 2,62 secondes n'étant pas complet, l'ANSN n'a pas autorisé ce changement de critère

A Whiteshell, de gauche à droite, MM. Rabouhams et Mignon (DSIN), C.J. Allan, directeur général Sciences physiques et environnementales (AECL), A.C. Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires, et deux collaborateurs de C.J. Allan



COMMUNIQUE DE PRESSE

22^{ème} réunion plénière de la commission franco-allemande pour les questions de sûreté des installations nucléaires

La Commission franco-allemande pour les questions de sûreté des installations nucléaires (DFK) a tenu sa 22^{ème} réunion plénière les 8 et 9 juin 1995 à Bourges. « Les délégations étaient conduites, pour la République Fédérale d'Allemagne, par la Direction chargée de la sûreté nucléaire du Ministère Fédéral de l'Environnement et, pour la France, par la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN). Ont également participé à cette réunion, du côté allemand, des représentants des Länder Bade-Wurtemberg, Rhénanie-Palatinat et Sarre, et du côté français, des représentants de différents services gouvernementaux impliqués ainsi que des experts des deux Etats.

La Commission a pris note des rapports de ses groupes de travail et a défini les tâches de la coopération future. Elle continuera à traiter des questions actuelles et fondamentales en matière de sûreté et de radioprotection des centrales nucléaires frontalières. La Commission a, notamment, traité des points suivants :

– Echange d'information sur le fonctionnement des centrales de référence

La Commission a procédé à un échange d'informations sur le fonctionnement des centrales de référence, Neckarwesteim 1 et Philippsburg 2 (Allemagne), Fessenheim et Cattenom (France). En ce qui concerne la centrale de Fessenheim, la partie française a apporté des précisions techniques sur l'état des traversées des couvercles de cuve et des générateurs de vapeur, ainsi que sur les enseignements tirés de la réévaluation de sûreté faite à l'occasion de la révision décennale. La Commission a estimé satisfaisantes et complètes les informations données.

– Rejets de produits radioactifs pour les centrales frontalières

En 1994, les rejets radioactifs gazeux et liquides ont été de nouveau nettement inférieurs aux limites autorisées. La protection du public contre les rayonnements ionisants à proximité des installations de référence a été entièrement assurée en 1994.

– Modèle commun de dispersion atmosphérique

La Commission s'est félicitée de l'aboutissement des travaux de mise au point du modèle commun de dispersion atmosphérique.

– Echange de données sur la surveillance de l'environnement

La Commission a enregistré avec satisfaction l'accord intervenu sur l'échange automatique de données de mesure de radioactivité dans l'environnement.

– Exercices de crise

La Commission a également discuté des exercices de mise en œuvre des plans d'urgence prévus, dans les prochaines années, sur les centrales de Fessenheim et Cattenom, et des modalités d'association d'observateurs et de participants allemands à ces exercices.

– Système d'alerte et de communication pour les centrales frontalières

La Commission a noté avec satisfaction que l'échange d'informations sur des événements susceptibles de préoccuper la population frontalière s'est déroulé de façon satisfaisante et que les systèmes d'alerte et d'information mis en place à cet effet ont fonctionné à la convenance des deux parties.

La Commission a été informée des travaux du Comité de direction franco-allemand sur la sûreté nucléaire (DFD) concernant les options de sûreté du projet franco-allemand de réacteur du futur.

Lors de cette réunion, la Commission a visité la centrale de Belleville, où lui furent présentées les nouvelles procédures de conduite développées par EDF, ainsi que les dispositions prévues, au plan local, pour faire face à une éventuelle situation de crise. »

En conséquence, à la date du 30 juin, la situation des réacteurs est la suivante :

- le réacteur 1 est en puissance. Des modifications de certains guides de grappes ont été faites préalablement à son redémarrage intervenu le 29 juin ;
- le réacteur 2 est en puissance depuis le 15 mai 1995.

Rappel de l'incident :

La centrale de Daya Bay (appelée aussi Guang Dong) comprend deux réacteurs à eau sous pression de 940 MWe, de fabrication française, comparables aux réacteurs 5 et 6 de la centrale de Gravelines.

En février 1995, lors des essais de redémarrage du réacteur 1 après arrêt pour rechargement en combustible, l'exploitant de la centrale de Daya Bay s'est aperçu que 7 des 53 grappes de commande chutaient dans le cœur en un temps supérieur au critère de sûreté spécifié par les règles générales d'exploitation, qui est de 2,15 secondes.

Les grappes de commande sont des groupes de tiges solidaires, mobiles, contenant une matière absorbant les neutrons, qui, suivant leur insertion dans le cœur du réacteur, permettent de contrôler la réaction nucléaire. En cas d'arrêt d'urgence du réacteur, toutes les grappes de commande doivent s'insérer dans le cœur en un temps donné afin de stopper la réaction en chaîne.

Au vu des investigations menées à ce jour, l'origine la plus vraisemblable de l'anomalie est la conception des guides de grappes et son impact sur l'écoulement de l'eau primaire à l'intérieur de ceux-ci.

A la suite de la découverte de cette anomalie, l'exploitant chinois a décidé de maintenir le réacteur 1 à l'arrêt et de mener avec le constructeur des investigations visant, d'une part, à comprendre le phénomène et, d'autre part, à définir les conditions d'un éventuel redémarrage.

En mars, avant l'arrêt pour rechargement en combustible du réacteur 2, l'exploitant a réalisé un essai de chute des grappes de commande et s'est aperçu que le temps de chute de l'une d'entre elles dépassait légèrement le critère de temps spécifié dans les règles générales d'exploitation.

Cette anomalie a été classée au niveau 1 de l'échelle INES par les autorités chinoises.

Ce type d'anomalie n'a pas été constaté sur les réacteurs français en exploitation, dont

le système de guidage des grappes de commande est différent. Par contre, le matériel concerné sur le site de Daya Bay est du même type que celui installé sur les réacteurs 1 et 2 de Chooz B (voir rubrique « Les installations » p. 7).

Corée

Une délégation coréenne comprenant des représentants de l'Autorité de sûreté (Ministry of Science and Technology) et du KINS (Korean Institute of Nuclear Safety), institut jouant à la fois un rôle d'appui technique et de prestataire pour l'autorité coréenne, et de l'exploitant, est venue en France pour étudier l'organisation mise en place en cas d'accident d'origine nucléaire. Cette visite qui a duré huit jours a permis à la délégation coréenne d'avoir des entretiens avec les principaux acteurs dans la gestion de la crise : DSIN, EDF, IPSN, préfecture (Bourg en Bresse), DRIRE.

Cette visite a été centrée sur l'observation de l'exercice de crise de Paluel du 28 juin, à partir de la DSIN pour un groupe, et à partir du PC national d'EDF pour l'autre groupe. Elle a été complétée par la visite des sites de Bugey et Paluel.

Etats-Unis

- Une mission de la DSIN conduite par son directeur s'est rendue aux Etats-Unis du 22 au 27 mai. Le thème de cette mission était la gestion des déchets radioactifs.

Après avoir eu des discussions techniques avec les services de la NRC (Nuclear Regulatory Commission), à Washington, la délégation a rencontré 3 commissaires de la NRC, dont le président sortant, M. Ivan Selin, et la nouvelle présidente, M^{me} Shirley Jackson.

La mission s'est poursuivie par la visite des sites du DOE (Departement of Energy) de Yucca Mountain et de Hanford.

Le site de Yucca Mountain a été choisi pour entreposer en profondeur des déchets de haute activité. Ce site se trouve dans le Nevada, à l'intérieur du périmètre où ont eu lieu les expériences nucléaires, loin de toute population. Une galerie d'accès y est en cours de creusement : au moment de la visite 900 m avaient déjà été réalisés. La couche géologique de stockage est du tuf

d'origine volcanique et, si le terrain est extrêmement sec, il y a de nombreuses failles.

Le site de Hanford est un des plus anciens centres de recherches militaires américains et il compte encore 18 000 personnes. Après une présentation des projets de réhabilitation (« clean up ») en cours : entreposage de combustible usé, traitement et stockage de déchets de toutes origines et des résidus des différentes usines de séparation isotopique, une visite rapide a montré l'ampleur des tâches à accomplir.

Le site de Hanford comprend également un centre de stockage de déchets de faible activité (il n'en existe actuellement que deux aux Etats-Unis, Hanford et Barnwell en Virginie). Ce centre de stockage est géré par la société US Ecology sous la supervision de l'État de Washington.

- Les 15 et 16 juin a eu lieu à Paris la réunion annuelle entre la DSIN et l'Office de la NRC en charge des réacteurs (Office of Nuclear Reactors Regulation). Les discussions ont porté notamment sur les accidents graves, les réacteurs du futur, le problème des combustibles à haut taux de combustion.

Une partie de la délégation américaine a poursuivi son séjour par une visite du centre technique de maintenance CETIC (Centre d'Expérimentation et de validation des Techniques d'Intervention sur Chaudières nucléaires à eau pressurisée) et des usines Framatome à Chalon-sur-Saône.

- Réunion spécifique sur les combustibles à haut taux de combustion

Faisant suite à la réunion qui avait eu lieu aux Etats-Unis en 1994, la DSIN a organisé le 21 juin des entretiens concernant l'utilisation prolongée des combustibles entre des représentants des Autorités de sûreté allemande, américaine, finlandaise, japonaise et française.

Il en ressort qu'au plan réglementaire aucune décision marquante n'a été prise depuis la dernière réunion. Les positions réglementaires française, allemande, japonaise, finlandaise sont très voisines : les taux de combustion autorisés ne dépassent pas une limite comprise entre 41 000 et 48 000 MWj/t ; seuls les Etats-Unis ont autorisé des taux de combustion bien plus élevés, allant jusqu'à 62 200 MWj/t.

Grande-Bretagne

A l'initiative de la DSIN s'est tenue, le 22 juin à Paris, une réunion rassemblant des représentants des Autorités de sûreté britannique et française, du ministère britannique du commerce et de l'industrie (DTI) et du ministère français de l'industrie (DGEMP), de Nuclear Electric, d'EDF et de NPI (Nuclear Power International) ainsi qu'un représentant de l'ambassade de Grande-Bretagne à Paris. Les discussions ont donné lieu à un échange d'informations sur la situation et les perspectives de l'énergie nucléaire dans les deux pays et sur les développements de la coopération franco-allemande concernant EPR.

Indonésie

Sur l'invitation de la DSIN, le conseiller auprès du ministre de la Technologie qui sera le directeur de la future Autorité de sûreté nucléaire d'Indonésie, et l'un des responsables de sûreté du BATAN (CEA indonésien) ont effectué une mission d'information en France du 12 au 16 juin.

Après les entretiens avec la DSIN, ces deux personnes ont été reçues à la DRIRE, Aquitaine. Puis elles ont visité le site de Blayais et, enfin, ont rencontré l'IPSN.

Japon

Les 15 et 16 mai a eu lieu à Fontenay-aux-Roses la réunion annuelle d'experts de la DSIN et de ses homologues japonais du MITI (Ministry of International Trade and Industry).

Cette réunion, à laquelle participaient EDF du côté français et FEPC (Fédération des exploitants) du côté japonais, a porté essentiellement sur les problèmes de formation du personnel, de séismes, et de contrôle-commande informatisé.

A l'issue de cette réunion, la délégation japonaise a visité la centrale de Chooz B.

Russie

Le directeur de la DSIN a rencontré le 11 mai M. Yu. G. Vichnievsky, président du GOSATOMNADZOR de la Fédération de Russie.

Les discussions ont porté sur les échanges bilatéraux dans le cadre de l'accord signé en novembre 1990. A la demande de la partie russe, le prochain thème abordé sera

la mise à l'arrêt définitif des réacteurs, leur démantèlement et la gestion des déchets, en particulier la gestion de ceux liés au démantèlement. Une mission est en cours de définition. Elle comprendra une visite sur le site de Novovoronej afin de mieux appréhender les problèmes pratiques auxquels la Russie doit faire face.

Suisse

- La Commission franco-suisse de sûreté des installations nucléaires s'est réunie le 18 mai à Bugey (voir encadré ci-dessous).
- Le directeur et l'adjoint au directeur de la DSIN ont participé à la conférence organisée le 31 mai à Zürich par le gouvernement

suisse pour permettre aux opposants et aux partisans du redémarrage du réacteur Superphénix, ainsi qu'aux autorités de sûreté nucléaire suisse et française, de s'exprimer.

Taiwan

La DSIN a participé à la réunion organisée par l'ANDRA avec une délégation de l'INER (Institute of Nuclear Energy Research) sur la réglementation concernant le traitement et le stockage de déchets radioactifs. A cette occasion, la position et les initiatives de la DSIN concernant les déchets de très faible activité ont été présentées.

COMMUNIQUE DE PRESSE

Commission franco-suisse de sûreté des installations nucléaires.

« La Commission Franco-Suisse de sûreté nucléaire a tenu sa réunion annuelle à Bugey, en France, le 18 mai. Les membres de la Commission ont pris acte des développements récents dans le domaine de la radioprotection, de la sûreté des réacteurs et dans celui de la sécurité des populations. Ils ont appris avec plaisir que le gouvernement français, à l'occasion du renouvellement des membres du Groupe permanent réacteurs, avait officialisé la présence dans ce groupe d'un expert suisse.

Ils se sont informés du fonctionnement des réacteurs pendant l'année écoulée et ont passé en revue les événements les plus significatifs, du point de vue de la sûreté. En outre ils ont abordé les conséquences, sur les pratiques d'exploitation, des examens de la sûreté d'exploitation (OSART) effectués par l'AIEA.

La partie française a présenté la situation technique et juridique du réacteur Superphénix depuis la signature du nouveau décret d'autorisation de fonctionnement, le 11 juillet 1994, et depuis sa remise en route, le 4 août suivant. Elle a informé la partie suisse des opérations envisagées, réparation de la fuite ou changement de l'échangeur, pour remédier à la fuite d'argon observée sur la cloche de l'un des huit échangeurs intermédiaires. Le dossier transmis par l'exploitant, et relatif à la première opération, est en cours d'examen. L'exploitant poursuit, sur maquettes, les essais visant à démontrer la faisabilité de cette réparation. Les travaux ne pourront commencer qu'après que l'autorité aura donné son accord, sur la base notamment des résultats de ces essais. Le redémarrage de l'installation, après réparation, est également soumis à autorisation.

La partie française a assuré la partie suisse qu'elle continuera à bénéficier d'une information privilégiée sur ce dossier.

- La division nucléaire de la DRIRE Rhône-Alpes (Direction Régionale de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement) a présenté son travail d'inspection et de surveillance des installations nucléaires ainsi que ses relations avec les autorités locales.

Dans le domaine du stockage et de l'entreposage des déchets radioactifs, les délégations ont procédé à un échange général d'informations sur les programmes en cours.

Les membres de la Commission ont visité le centre de formation d'EDF du Bugey ainsi que la centrale de Creys-Malville.

La délégation suisse réunissait des représentants de l'Office Fédéral de l'Energie et du canton de Genève, assistés par des experts de l'Institut Paul Scherrer (IPS). La délégation française comprenait des représentants de la DSIN et de la DRIRE Rhône-Alpes. »

L'organisation du contrôle de la sûreté et de la radioprotection

Sommaire

- Présentation générale
- Le contrôle de la sûreté nucléaire en France par Philippe Saint Raymond, directeur adjoint de la sûreté des installations nucléaires
- Organisation et missions de la radioprotection en France par J. Piechowski, bureau de la radioprotection, Direction Générale de la Santé, R. Masse, président de l'Office de Protection contre les Rayonnements Ionisants et Y. Coquin, sous-direction de la veille sanitaire, Direction Générale de la Santé
- Une Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire (AFCN) : la nouvelle organisation du contrôle nucléaire en Belgique par J.P. Samain, directeur général de l'administration de l'hygiène publique, Ministère de la santé publique et de l'environnement
- Organisation et responsabilités des organismes britanniques de réglementation participant à la sécurité et à la protection contre les rayonnements par le Dr Sam Harbison, directeur de la Nuclear Safety Division (HSE)
- L'organisation du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en Suisse par S. Prêtre, directeur de la Division principale de la Sécurité des Installations Nucléaires
- Points de vue
 - Entretien avec Claude Birraux, rapporteur de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques pour le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaires
 - Entretien avec Monique Sené, présidente du GSIEN, Groupement de scientifiques pour l'information sur l'énergie nucléaire
 - Le contrôle des activités nucléaires face aux enjeux environnementaux par J.P. Schapira, CNRS-IN2P3, Institut de physique nucléaire, Orsay
 - Entretien avec Marie-Françoise de Pange, journaliste au Quotidien du médecin
 - Le point de vue de l'exploitant par L. Stricker, directeur adjoint de l'Exploitation du Parc Nucléaire d'EDF
- Liste des sigles et abréviations utilisés

Présentation générale

La perception des effets des rayonnements ionisants sur la santé a suivi de quelques décennies la découverte de la radioactivité elle-même. C'est ainsi que s'est progressivement développé, depuis le début du siècle, un système de **radioprotection**, dont l'objectif est la protection de la santé de l'homme contre les rayonnements ionisants.

Dans la première moitié du siècle, les activités qui utilisaient ces rayonnements ionisants étaient essentiellement des activités de recherche. Puis se sont développées des activités médicales. Ce n'est qu'à partir de la deuxième guerre mondiale que sont apparues des applications militaires et industrielles.

Le concept de **sûreté nucléaire** date de cette dernière phase : il s'agit, d'après la définition classique, de l'ensemble des mesures destinées à prévenir les accidents dans les installations nucléaires, ou, si les accidents n'ont pu être évités, à en limiter les conséquences. Il est bien évident que les objectifs de la sûreté nucléaire sont, in fine, les mêmes que ceux de la radioprotection : il s'agit toujours de protéger la santé humaine contre les effets des rayonnements ionisants. Mais les disciplines, les techniques employées et les acteurs impliqués sont suffisamment différents pour qu'on puisse établir une distinction nette entre les deux notions de radioprotection et de sûreté nucléaire.

On a l'habitude en France de regrouper sous l'appellation générale de **sécurité nucléaire** l'ensemble des actions visant à protéger les populations, les travailleurs et l'environnement contre les nuisances et dangers potentiels présentés par les activités nucléaires. Cette sécurité nucléaire, dont le contrôle est assuré par les pouvoirs publics sous l'autorité d'un Comité interministériel créé à cet effet, s'appuie sur les deux piliers essentiels que sont la radioprotection et la sûreté nucléaire.

Pour des raisons tenant largement à l'historique évoqué ci-dessus, radioprotection et sûreté nucléaire se sont développées de

façon indépendante. Parmi les différences essentielles qu'on peut relever entre les systèmes de contrôle correspondants, on notera en particulier les suivantes :

- l'antériorité de la radioprotection par rapport à la sûreté nucléaire, due au fait que la première a été rendue nécessaire dès le démarrage des activités nucléaires en milieu professionnel, alors que la seconde ne s'est véritablement développée qu'avec l'apparition d'installations industrielles, susceptibles en cas d'accident de toucher le grand public. C'est ainsi que, en France, le Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants (SCPRI), ancêtre de l'actuel OPRI, a été créé en 1956, alors qu'il a fallu attendre 1973 pour voir la création du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN), précurseur de l'actuelle DSIN ;
- le caractère international très marqué de l'organisation existant en matière de radioprotection, dû sans doute au fait qu'à l'origine le problème touchait essentiellement une petite communauté de chercheurs, qui se connaissaient et se retrouvaient par delà les frontières. Si les organismes de contrôle proprement dits sont nationaux, les lieux d'expertise sont largement internationaux : on peut citer en la matière la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR), créée en 1928, et l'United Nations Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), fondé en 1955. On citera également le rôle que joue en Europe la communauté EURATOM, à qui son traité fondateur assigne explicitement des missions en matière de radioprotection, et l'action de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA). Inversement, la sûreté nucléaire reste d'organisation principalement sinon exclusivement nationale : le traité EURATOM ne concerne pas ce sujet, et la récente Convention internationale de sûreté nucléaire, bien qu'élaborée au sein de l'AIEA, ne procède pas de cette agence mais de la volonté commune des états signataires ;
- la formation et la culture différente des intervenants en matière de radioprotec-

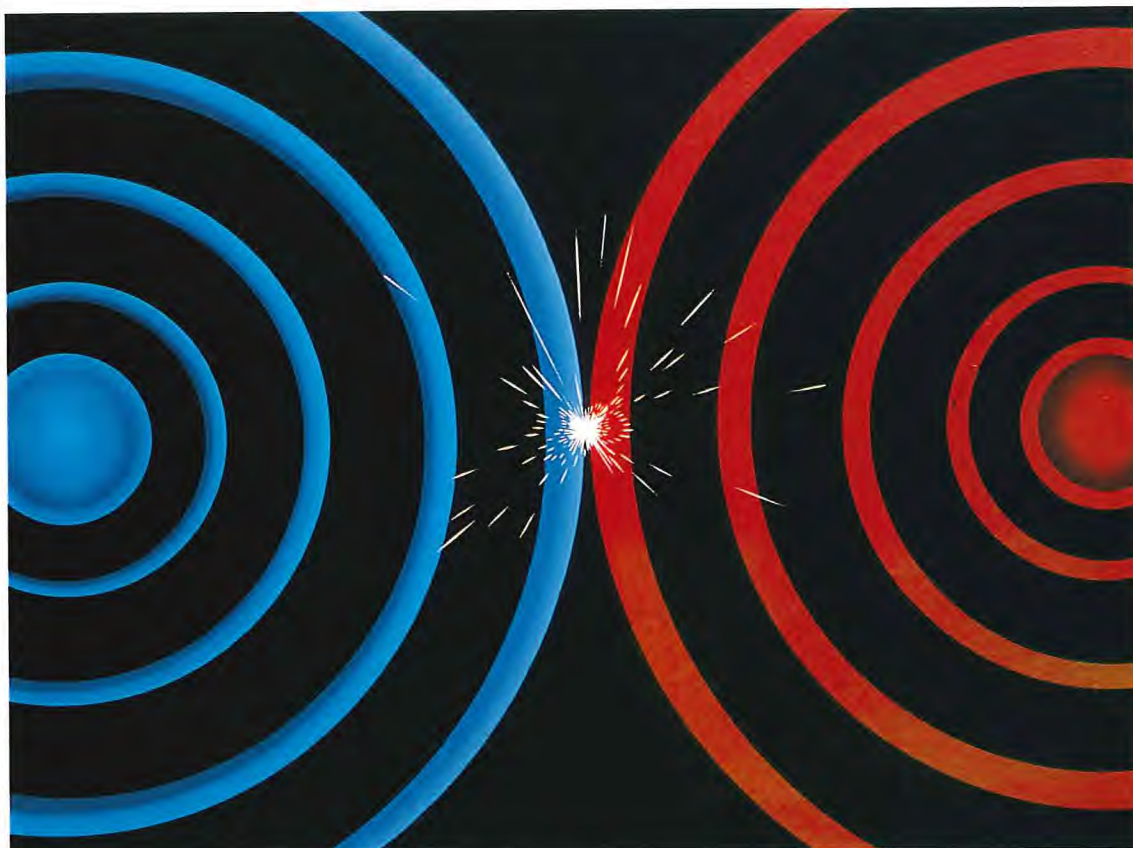
tion et de sûreté nucléaire. La radioprotection a été dès l'origine l'affaire des médecins, à la fois parce qu'ils étaient les intervenants les plus compétents pour parler de santé humaine et parce qu'ils comptaient parmi les cibles les plus exposées à la radioactivité, qui s'est d'abord développée en milieu médical. Au contraire, la sûreté nucléaire, qui pose des problèmes techniques de contrôle d'installations industrielles, reste le domaine des ingénieurs. Même si un nombre restreint d'individus essaient de se situer à l'interface des deux disciplines et des deux cultures, ils ont une certaine difficulté à définir et à affirmer leur place.

L'objet du dossier ouvert dans le présent numéro de la revue « Contrôle » est d'examiner les deux systèmes de contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France, de décrire leurs organisations respectives et leurs connexions – ou leur absence de connexion. Le lecteur constatera que, malgré un objectif fondamental commun comme il a été rappelé ci-dessus, ces systèmes différents, dépendant d'organismes et même de ministères distincts, n'ont pas véritablement développé de coopération ni de synergie notables.

Comme c'est le cas bien souvent, la situation française peut être éclairée par la considération de ce qui se passe dans d'autres pays. C'est ainsi que nous avons demandé aux responsables des services de contrôle de divers pays nucléaires de décrire les systèmes en vigueur chez eux.

Enfin, comme c'est la tradition dans les dossiers de « Contrôle », une place a été réservée aux points de vue exprimés par différents acteurs, ou observateurs, du nucléaire en France.

Il doit bien être souligné que nous n'avons pas prétendu ici examiner au fond tous les problèmes soulevés par la radioprotection et la sûreté nucléaire : les effets des faibles doses, la surveillance des rejets radioactifs, sont des sujets trop riches pour qu'on puisse avoir la prétention de les traiter dans ce dossier, qui est consacré essentiellement aux problèmes d'organisation institutionnelle. De la même façon, les problèmes de crise nucléaire, qui sont l'une des occasions de rendez-vous privilégiés – si l'on ose dire – entre radioprotection et sûreté nucléaire, ne sont pas traités dans la présente livraison. On les retrouvera dans des dossiers ultérieurs.



Le contrôle de la sûreté nucléaire en France

Par **Philippe Saint Raymond**,
directeur adjoint de la sûreté des installations nucléaires

Les fondements de la sûreté nucléaire

Depuis la découverte de la radioactivité et de ses effets indésirables sur l'homme et sur l'environnement, un grand nombre de dispositions ont été prises pour faire face aux menaces correspondantes : c'est ce qu'on appelle, en France, la sécurité nucléaire. La sécurité nucléaire fait appel à plusieurs disciplines et techniques telles que la protection des installations et des transports de matières contre les actes de malveillance, les actions de sécurité civile en cas d'accident ; mais ses deux piliers principaux sont la sûreté nucléaire et la radioprotection. La radioprotection consiste à protéger l'homme contre les effets des rayonnements ionisants ; la sûreté nucléaire consiste à éviter la production de situations défavorables notamment en prévenant les accidents sur les installations nucléaires et en limitant les effets.

Les préoccupations de sûreté nucléaire sont apparues relativement récemment dans l'arsenal législatif et réglementaire français. Tant que le nucléaire est resté confiné dans le domaine de la recherche et dans le domaine médical, des dispositions de radioprotection destinées à garantir les opérateurs pouvaient sembler suffisantes ; ce n'est qu'au moment de l'apparition de grosses installations industrielles, dont une défaillance pouvait causer un accident susceptible d'impliquer un large public, que sont apparues des préoccupations touchant véritablement à la sûreté nucléaire. L'entrée de cette notion dans la législation française s'est faite de façon presque subreptice : c'est lors du vote d'une loi sur la pollution atmosphérique et les odeurs, en 1961, que fut introduit un petit article ainsi conçu :

« *Art. 8. Les dispositions des articles 1^{er} à 7 sont applicables aux pollutions de tous*

ordres causées par des substances radioactives.

Des décrets en Conseil d'Etat détermineront les conditions de création, de fonctionnement, et de surveillance des installations nucléaires ».

Cet article 8 de la loi du 2 août 1961 reste encore, à l'heure actuelle, l'unique fondement législatif du contrôle de la sûreté nucléaire. Il a heureusement, comme son texte le prévoyait, été complété par des décrets d'application. Le premier de ces décrets, en date du 11 décembre 1963, a introduit la notion d'installations nucléaires de base (INB), et en a dressé la nomenclature : les réacteurs nucléaires, les gros accélérateurs, les usines du cycle du combustible, et toutes les installations utilisant ou stockant une certaine quantité de substances radioactives. Le décret de 1963 a également posé le principe de l'autorisation par décret de toute nouvelle installation nucléaire de base, et de l'élaboration d'une réglementation technique applicable à ces installations. Une Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB), a été créée pour examiner tous les projets de textes relatifs à ces installations ; enfin, une inspection des INB a été créée pour surveiller les installations à tous les stades de leur vie : construction, fonctionnement, démantèlement.

On disposait ainsi, dès 1963, d'un cadre réglementaire assez précis, qui a permis le développement effectif du contrôle de la sûreté nucléaire ; mais on ne disposait pas pour autant, au sein de l'administration, de services chargés d'appliquer cette réglementation. C'est donc à des services spécialisés du Commissariat à l'énergie atomique (CEA) qu'a été, dans un premier temps, confié le contrôle de la sûreté nucléaire. Cette organisation, qui pouvait poser

quelques problèmes déontologiques puisque d'autres services du même CEA étaient exploitants d'installations nucléaires, est devenue franchement inadaptée avec le développement de l'industrie nucléaire hors CEA, à EDF principalement. C'est pourquoi un nouveau décret, en date du 13 mars 1973, est venu compléter le décret de 1963 en créant, au sein du ministère chargé de l'industrie, un Service central de sûreté des installations nucléaires, indépendant des exploitants et ne relevant que de l'Etat. C'est ce type d'organisation, répondant aux recommandations internationales en la matière, qui est toujours en vigueur.

L'organisation institutionnelle

A l'heure actuelle, l'Autorité de sûreté nucléaire pour les installations nucléaires de base (non secrètes) est la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), héritière du Service central mentionné ci-dessus. La DSIN dépend toujours administrativement du ministère chargé de l'industrie, mais est mise à disposition du ministère chargé de l'environnement, qui exerce conjointement les attributions relatives à la sûreté nucléaire. Au plan local, la DSIN s'appuie sur les Directions régionales de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE), qui sont plus particulièrement chargées du suivi des installations nucléaires de leurs régions respectives.

La DSIN, Autorité de sûreté, contrôle les exploitants ; mais elle est également contrôlée elle-même et doit rendre compte de son action à plusieurs organismes. On a déjà cité la CIINB, commission interministérielle à qui doivent être soumis tous les textes généraux ou individuels (comme le décret d'autorisation d'une installation particulière) concernant les installations nucléaires. Il faut également citer le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN), créé sous le nom de Conseil supérieur de la sûreté nucléaire par le même décret de 1973 qui avait créé le Service central ; le CSSIN, qui a maintenant vu ses attributions élargies explicitement à l'information sur la sûreté nucléaire, a une composition qui lui permet de refléter toutes les sensibilités de l'opinion publique vis-à-vis du nucléaire : il

comprend des fonctionnaires, des parlementaires, des exploitants nucléaires, des scientifiques, des journalistes, des syndicalistes, des représentants d'associations de défense de l'environnement. Ce Conseil est consulté, ou peut donner spontanément son avis aux ministres, sur toute question concernant la sûreté nucléaire et sa présentation au public. La DSIN, qui assure son secrétariat, lui rend compte régulièrement de ses actions.

Un autre organisme important, à qui la DSIN doit rendre compte, est l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques. L'Office parlementaire, délégation commune à l'Assemblée Nationale et au Sénat, n'est pas un organisme spécifiquement consacré au nucléaire : il est compétent, comme son nom l'indique, pour étudier à la demande du Parlement toute question scientifique ou technologique d'actualité. Depuis 1990, il lui a été demandé d'examiner les questions relatives à la sûreté nucléaire, et cette saisine se renouvelle d'année en année.

Par ailleurs, la DSIN, dans le domaine technique très spécialisé qui est le sien, doit s'appuyer sur divers supports techniques qui analysent pour son compte les problèmes de sûreté. Le plus important de ces appuis techniques est l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), institut spécialisé dépendant du CEA mais y jouissant d'une certaine autonomie statutaire pour lui permettre de conseiller en toute indépendance l'Autorité de sûreté. Le Département d'Evaluation de Sûreté (DES) de l'IPSN travaille ainsi en majeure partie pour le compte de la DSIN, à l'intention de laquelle il établit directement des avis pour les problèmes simples et courants. Pour les problèmes plus amples, le DES étudie les dossiers de sûreté préparés par les exploitants nucléaires et en fait rapport devant les Groupes permanents d'experts, qui constituent un autre appui technique de la DSIN. Ces Groupes permanents, au nombre de trois (réacteurs, usines, déchets), sont composés de personnalités, françaises ou étrangères, compétentes, nommées à titre personnel, qui s'expriment en toute indépendance vis-à-vis des organismes auxquels ils peuvent appartenir ; ils émettent à l'intention de la DSIN

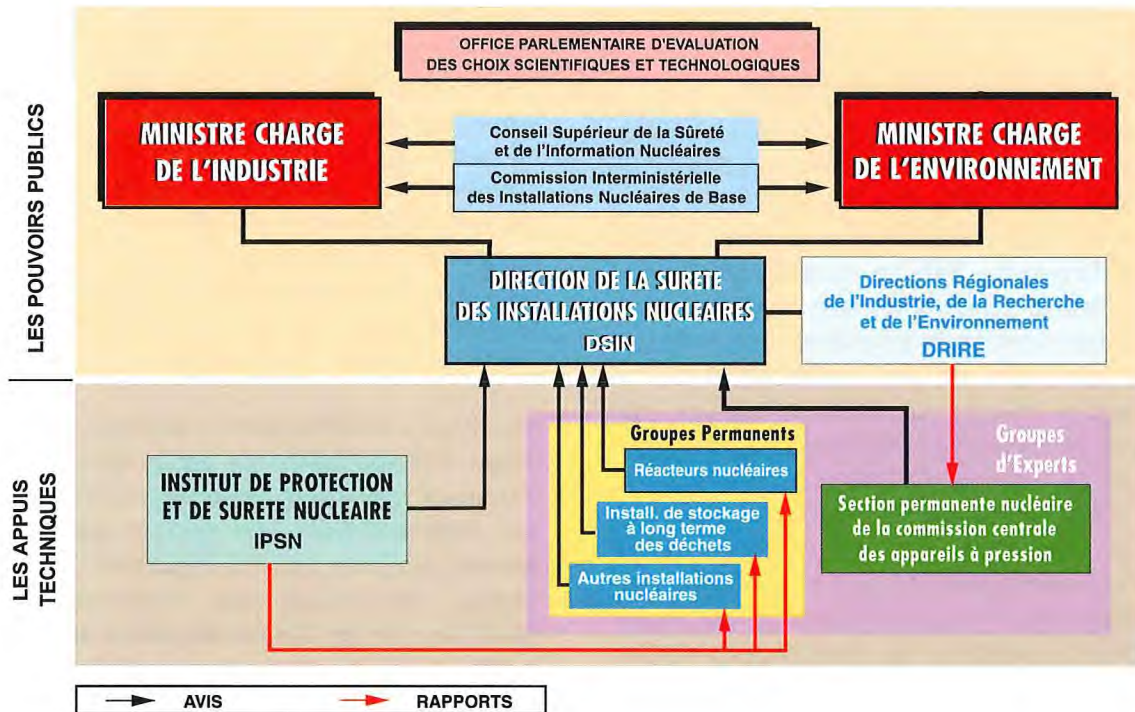
avis et recommandations sur les problèmes de sûreté qui leur sont soumis.

Il faut ajouter à ces Groupes permanents la Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression, qui joue un rôle comparable dans le domaine très spécialisé de la réglementation des appareils à pression.

L'organigramme ci-dessous présente schématiquement l'essentiel de cette organisation.

tant est le premier responsable de la sûreté nucléaire. L'Autorité de sûreté n'agit que comme un contrôleur de deuxième niveau, qui vérifie par sondage la pertinence des dispositions prises, et fait le cas échéant les observations nécessaires, pouvant aller jusqu'à l'interdiction de fonctionnement d'une installation, mais ne substitue jamais sa propre responsabilité à celle de l'exploitant.

Une conséquence de ce principe est le caractère non prescriptif de la réglementation



Le contrôle de la sûreté nucléaire en France

Les principes de la sûreté nucléaire

Il ne saurait être ici question de présenter l'ensemble de la réglementation touchant la sûreté nucléaire. On se bornera à en exposer les grands principes, sachant qu'il existe des publications spécialisées regroupant l'ensemble des textes applicables (notamment la brochure n° 1606 éditée par la Direction des journaux officiels, dont une nouvelle édition vient de sortir en janvier 1995).

Le premier grand principe à noter est la responsabilité de l'exploitant : au contact quotidien avec ses installations, l'exploitant

français. Par rapport à certaines réglementations étrangères, qui fixent en détail les dispositions à prendre, la réglementation française est peu détaillée. Elle vise essentiellement à déterminer des objectifs de sûreté, le choix des moyens propres à atteindre ces objectifs étant laissé à la décision de l'exploitant. Cette approche entraîne que peu de textes réglementaires proprement dits (arrêtés techniques généraux) existent dans le domaine de la sûreté nucléaire. L'Autorité de sûreté a préféré, dans la plupart des cas, procéder par l'édiction de règles fonda-

mentales de sûreté : il s'agit de textes émanant du pouvoir réglementaire, mais qui n'ont pas de caractère obligatoire ; les règles fondamentales de sûreté constituent la mise en forme de ce qui est considéré, à un moment donné, comme de bonnes pratiques industrielles, mais rien n'empêche un exploitant d'atteindre les mêmes objectifs par d'autres moyens, s'il est en mesure de démontrer que le niveau de sûreté qu'il atteint est équivalent à celui qu'aurait entraîné l'application des règles fondamentales de sûreté.

La mise en œuvre de ces principes se fait à travers tout un dialogue de sûreté entre exploitants nucléaires et Autorité de sûreté. C'est à la DSIN qu'il revient de définir les objectifs généraux de sûreté qui devront être respectés par les installations. En retour, les exploitants proposent des modalités qu'ils estiment adaptées à l'atteinte de ces objectifs.

L'Autorité de sûreté, avec l'aide de ses appuis techniques, vérifie que les modalités proposées permettent bien d'atteindre les objectifs fixés. Les exploitants mettent en œuvre les dispositions approuvées par la DSIN. Enfin, l'Autorité de sûreté vérifie, par des inspections, la bonne mise en œuvre de ces dispositions. Bien entendu, la présentation qui vient d'être esquissée de ce dialogue de sûreté est tout à fait schématique : chaque phase de ce dialogue est complexe, et peut elle-même être présentée comme une succession de petits dialogues entre exploitants et Autorité de sûreté.

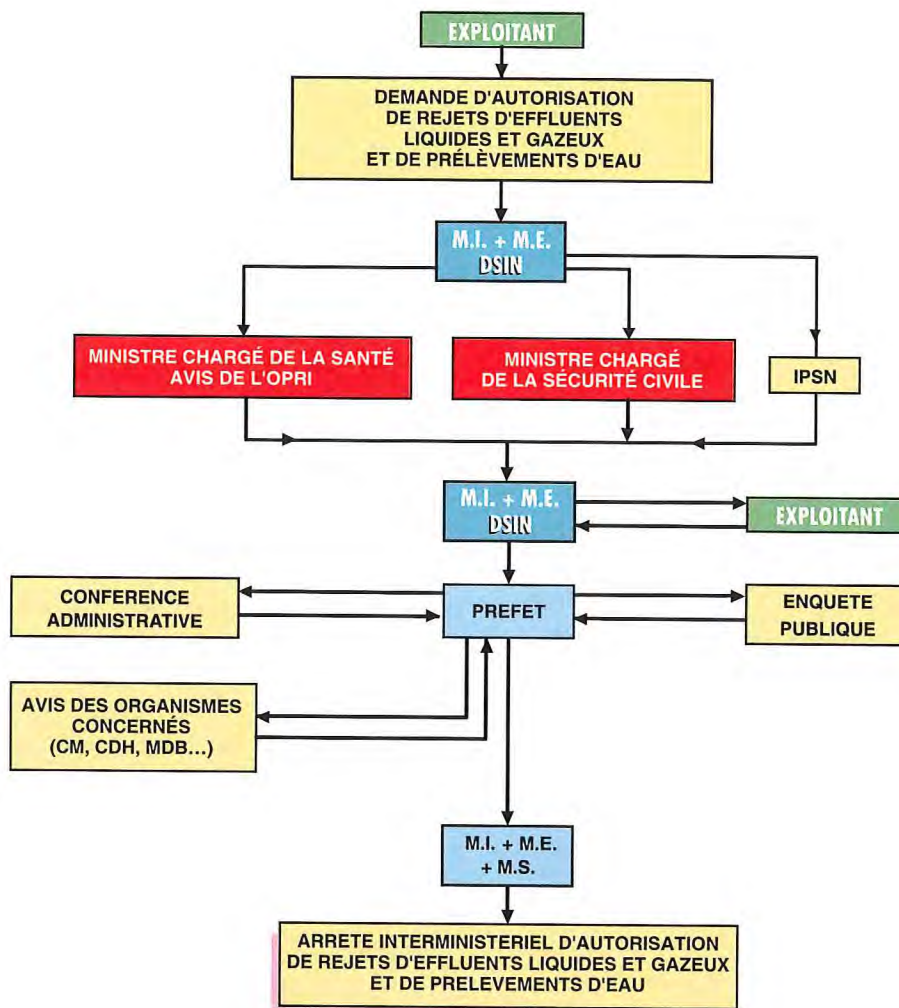
Un autre principe de l'organisation du contrôle de la sûreté nucléaire est que les frais entraînés par ce contrôle sont à la charge des exploitants. La loi de finances rectificative pour 1975 a ainsi organisé un système de redevances payées par les exploitants d'installations nucléaires de base, dont le produit sert à assurer le fonctionnement de l'Autorité de sûreté : rémunération d'une grande partie de ses 200 agents, participation à son fonctionnement matériel, et surtout passation avec l'IPSN de l'importante convention annuelle qui permet à la DSIN de bénéficier, dans son principal appui technique, du concours de quelque 350 personnes à temps plein.

Le travail de l'Autorité de sûreté

Les tâches techniques de l'Autorité de sûreté sont essentiellement de trois ordres : élaborer la réglementation générale de sûreté nucléaire, instruire les demandes individuelles d'autorisations, et contrôler le fonctionnement des installations existantes.

En matière de réglementation générale, comme indiqué plus haut, la production de la DSIN est assez faible, vu le caractère non prescriptif du système français. Notons tout de même la parution récente du décret du 4 mai 1995 relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des INB, texte qui modifie et unifie sensiblement les règles antérieures. Cependant, même si les textes publiés au journal officiel sont rares, le travail en commun avec les exploitants est important pour déterminer de concert les règles générales de sûreté. C'est ainsi qu'ont été récemment définis les principes de sûreté applicables aux réacteurs du futur, qui ont fait l'objet d'une simple lettre de la DSIN, ou les règles de gestion des déchets très faiblement radioactifs, qui n'ont fait l'objet à ce jour d'aucun texte officiel mais seulement d'un accord construit avec les principaux exploitants d'INB.

L'instruction des demandes individuelles d'autorisations est une tâche beaucoup plus formalisée. Sans entrer dans le détail d'un processus assez complexe, disons que la création d'une installation nucléaire de base fait l'objet à la fois d'une procédure locale, avec enquête publique diligentée par le préfet, et d'une procédure nationale, avec examen d'un rapport de sûreté présenté par l'exploitant, analysé par l'IPSN et discuté devant le Groupe permanent d'experts compétent. Le décret d'autorisation, après passage devant la CIINB, est signé par le Premier ministre et contre-signé par les ministres de l'industrie et de l'environnement, après avis conforme du ministre chargé de la santé. Après la création d'une INB, tous les moments importants de sa vie doivent faire l'objet d'une autorisation particulière : les différentes étapes de sa mise en service, son déclassement, son démantèlement. Enfin, il faut signaler que la DSIN est également service instructeur pour les autorisations de rejets



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

liquides et gazeux des INB, qui sont accordées par arrêté commun des ministres chargés de l'environnement, de l'industrie et de la santé.

La troisième tâche technique de l'Autorité de sûreté est le contrôle des installations. Une centaine d'agents de la DSIN et des DRIRE ont été nommés inspecteurs des installations nucléaires de base, et ont à ce titre la charge de visiter régulièrement les installations pour vérifier, par sondage, sur documents et sur place, leur conformité aux dispositions qui leur sont imposées. Au total, ce sont plus de 600 inspections qui sont réalisées annuellement sur les quelque 140 INB existantes, en fonctionnement ou à l'arrêt. Les problèmes éventuellement relevés au cours des inspections font évidemment l'objet de constats noti-

fiés aux exploitants, et d'un suivi de la part de l'Autorité de sûreté.

Les trois missions décrites ci-dessus sont l'essentiel des tâches techniques de la DSIN et des DRIRE. La description du travail de l'Autorité de sûreté ne serait toutefois pas complète si l'on ne mentionnait pas :

- la responsabilité de la mise en place d'une organisation de crise, testée par des exercices périodiques, pour parer à un éventuel accident nucléaire ;
- une tâche importante d'information du public, directement et par l'intermédiaire des médias, sur les problèmes touchant à la sûreté nucléaire ;
- une dimension internationale importante, avec une participation aux travaux des organismes internationaux et l'entretien de contacts bilatéraux réguliers avec une quinzaine de pays.

Sûreté et radioprotection

La présentation qui a été faite ci-dessus de l'Autorité de sûreté et de ses activités a esquivé toute mention des problèmes de radioprotection. En effet, en France, radioprotection et sûreté sont distinctes du point de vue organisationnel, et la DSIN n'a pas de responsabilité explicite touchant à la radioprotection. En pratique, cependant, la DSIN rencontre dans son action quotidienne des problèmes de radioprotection, pour lesquels le dialogue avec les autorités correspondantes est indispensable. Ces problèmes touchent d'une part la radioprotection des travailleurs du nucléaire, d'autre part la radioprotection du public.

Le problème de la radioprotection des travailleurs se pose dans le fonctionnement courant d'une installation nucléaire : les dispositions nécessaires à la limitation des doses reçues par le personnel en fonctionnement normal font partie des dispositions constructives et des règles d'exploitation de l'installation, qui doivent être approuvées par l'Autorité de sûreté. A ce stade, peu de problèmes se posent en général, car les principes de radioprotection en fonctionnement normal sont maintenant bien connus et l'application en est classique. Plus délicat est le cas des opérations de maintenance : de telles opérations, qui interviennent par exemple dans les centrales électronucléaires lors des « arrêts de tranche » annuels, amènent des intervenants à pénétrer dans des parties des installations normalement inaccessibles, où le débit de dose peut être important, pour effectuer un certain nombre de travaux d'entretien, de réparation ou de contrôles. Il peut, dans certains cas, y avoir un arbitrage à faire entre la réalisation d'un nombre accru de contrôles, utile pour la sûreté, et la limitation des doses reçues qui en résulteraient pour les intervenants.

La radioprotection du public est également une considération qui ne peut être étrangère à l'Autorité de sûreté. On ne parlera pas ici de l'éventualité d'un accident nucléaire, où bien évidemment restauration de la sûreté et radioprotection des populations devraient être deux préoccupations jumelles des autorités responsables. Mais, même en fonctionnement normal, les ins-

tallations nucléaires génèrent des doses radioactives susceptibles d'atteindre le public, et dont le caractère sanitaire acceptable doit être vérifié avant de les autoriser.

C'est le cas des rejets radioactifs liquides et gazeux : on a dit plus haut que la DSIN était service instructeur pour l'autorisation de tels rejets ; une telle instruction doit évidemment se faire en étroite concertation avec les services chargés du contrôle de la radioprotection, dont l'avis sera déterminant. C'est également le cas des déchets radioactifs qui sortent des installations nucléaires : la gestion de ces déchets doit se faire dans le respect des règles et normes de radioprotection établies.

Conclusion

En France, contrôle de la radioprotection et contrôle de la sûreté nucléaire se sont historiquement développés séparément, et sont toujours institutionnellement séparés. Cette distinction ne doit pas masquer que l'objectif est commun : protéger les hommes contre les effets indésirables des rayonnements ionisants. In fine, la seule justification de la sûreté nucléaire est la radioprotection.

La description qui vient d'être faite du système de contrôle de la sûreté nucléaire en France avait pour objet de montrer que, 30 ans après la fondation de ses principes, 20 ans après la mise en place de l'essentiel de sa structure actuelle, ce système atteint un équilibre (qui n'exclut pas la croissance) lui permettant de fonctionner efficacement avec ses objectifs, sa logique et ses moyens.

Cette « autosuffisance » et en quelque sorte cette « autojustification » du système de contrôle de la sûreté ne doit pas faire oublier la nécessité de l'articulation avec le contrôle de la radioprotection. Concrètement, journalièrement, l'Autorité de sûreté rencontre sur sa route des problèmes de radioprotection. Elle doit, peut-être plus que par le passé, tenir compte de ces problèmes et entretenir les contacts nécessaires avec les autorités responsables pour parvenir à une optimisation globale de la situation, tenant compte de l'ensemble des paramètres et de l'ensemble des contraintes.

Organisation et missions de la radioprotection en France

Par J. Piechowski,

bureau de la radioprotection, Direction Générale de la Santé,

R. Masse,

président de l'Office de Protection contre les Rayonnements Ionisants et Y. Coquin,

sous-direction de la veille sanitaire, Direction Générale de la Santé

Principes généraux

La radioprotection a pour objectif de prévenir ou de limiter les risques sanitaires liés à l'utilisation des rayonnements ionisants. Elle se fonde sur des limites de dose pour lesquelles existe un consensus international basé sur les recommandations de la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR). Une analyse périodique des connaissances en radiobiologie et des données épidémiologiques amène une révision évolutive de ces limites, conduisant à une actualisation des aspects réglementaires et de l'information destinée aux personnes exposées professionnellement ou au public.

Ainsi, à l'heure actuelle, l'analyse du bien-fondé et des conséquences pratiques des dernières recommandations de la CIPR (rapport n° 60), qui tendent vers une limitation encore plus rigoureuse, n'est pas close.

Dans l'état actuel des procédures, il existe un cheminement bien rodé entre ce que recommande la CIPR et ce qui est appliqué d'un point de vue réglementaire au niveau national. En général, les organismes internationaux gouvernementaux (AIEA, OMS, OCDE,...) reprennent les recommandations de la CIPR. Ils sont suivis en cela par les pays de l'Union Européenne qui formalisent ces faits sous forme de directives élaborées au titre du traité EURATOM, et transposables en droit national.

Réglementation

Pour ce qui concerne l'industrie nucléaire, la réglementation de radioprotection

couvre le domaine de l'exposition professionnelle et celui de l'exposition du public. Une installation nucléaire ne peut être créée qu'après autorisation, selon les dispositions du décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 modifié, après avis conforme du Ministre de la Santé. Le décret n° 66-450 du 20 juin 1966 modifié donne les principes généraux de protection contre les rayonnements ionisants ; le décret n° 75-306 du 28 avril 1975 modifié traite du problème particulier de la protection des travailleurs dans les installations nucléaires de base (INB).

En ce qui concerne le fonctionnement, l'impact sur le milieu ambiant et donc les conséquences sur le public relèvent d'une réglementation récemment révisée et refondue suite à la révision de la loi sur l'eau. Il s'agit du décret n° 95-540 du 4 mai 1995 relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux (radioactifs et chimiques) et aux prélèvements d'eau des installations nucléaires de base. Les dispositions décrites permettent de mieux gérer l'impact sanitaire global du fonctionnement de ces installations, tout en présentant l'avantage d'une procédure simplifiée puisque moins dispersée.

Organisation

Les pouvoirs publics ont récemment revu et clarifié l'organisation dont ils disposaient pour mettre en application ces textes et l'ensemble des arrêtés qui en dérivent.

Le ministère de la Santé a restructuré le dispositif national de radioprotection en y apportant d'importantes modifications.

Il a été créé, par arrêté du 17 octobre 1994, un bureau de la radioprotection au sein de la Direction Générale de la Santé. Celui-ci est chargé de définir la politique générale destinée à prévenir ou limiter les risques sanitaires liés à l'exposition aux rayonnements ionisants et de veiller à sa mise en œuvre. A ce titre, il élabore la réglementation et en contrôle l'application en mettant en place la police sanitaire. Ainsi, l'Etat s'est doté d'une structure d'administration centrale parfaitement définie pour superviser les actions qu'il entend mener en termes de protection sanitaire contre les rayonnements ionisants.

Les missions du bureau l'amènent à travailler en étroite et quasi-permanente relation avec différents partenaires institutionnels. L'organisation de la radioprotection avec les services déconcentrés des régions et départements, et la mise en place de groupes permanents d'experts sont à l'heure actuelle des lignes d'action prioritaires.

En parallèle, l'ancien Service Central de Protection contre les rayonnements ionisants (SCPRI) a été transformé en Office de Protection contre les Rayonnements Ionisants (OPRI) par décret du 19 juillet 1994. Il s'agit à présent d'un organisme public au statut bien défini, comportant un Conseil d'Administration et un Conseil Scientifique. Son effectif est d'environ 150 personnes et ses moyens sont actuellement renforcés. Il a pour rôle d'être un organisme d'expertise et de contrôle, pour le compte de ses ministères de tutelle, santé et travail. Il vérifie l'observation des dispositions réglementaires et organise la veille permanente en matière de radioprotection. Le domaine concerné est vaste puisqu'il couvre l'industrie, les établissements de soins, la recherche, le problème des déchets radioactifs et d'une manière générale toute utilisation des sources de radioactivité.

La mission de police sanitaire concernant le risque radioactif, dont est responsable l'Etat, repose sur les décisions du Ministère de la Santé, l'application et la mise en place se faisant en liaison avec l'OPRI et les autres organismes nationaux compétents. La politique de prévention et d'intervention repose sur le contrôle, l'information,

et sur l'organisation effective d'une veille permanente.

Surveillance du milieu ambiant

L'OPRI a pour mission de pratiquer toute mesure, analyse ou dosage de la radioactivité ou des rayonnements ionisants dans les divers milieux où leur présence peut présenter un risque pour la santé.

Outre le contrôle très strict exercé à la sortie des installations sur les rejets liquides ou gazeux et destiné à vérifier le respect des limites prescrites par arrêté, cette mission implique la mesure de la radioactivité après dilution dans le milieu, sur des échantillons de toutes sortes (eau, air, végétaux, rations alimentaires, etc.) A cette fin, l'OPRI s'est doté d'un solide réseau de prélèvements sur l'ensemble du territoire national avec une répartition qui couvre les différentes zones climatiques, mais aussi les régions d'implantation des sites nucléaires ; il assure la collecte d'environ 50 000 prélèvements systématiques annuels donnant lieu chacun à divers analyses et dosages. Il s'y ajoute les analyses effectuées systématiquement en cas d'incidents. La qualité des mesures est garantie par intercomparaison au sein d'un réseau mondial de l'OMS. L'OPRI, centre de référence de l'OMS, assure la gestion de ce réseau.

Par ailleurs, un réseau de surveillance du rayonnement ambiant, baptisé TELERAY, a été installé en France et Outre-Mer mais aussi à l'étranger. Il comporte à l'heure actuelle 160 stations qui donnent en temps réel le niveau d'irradiation.

A cela s'ajoute un dispositif comportant



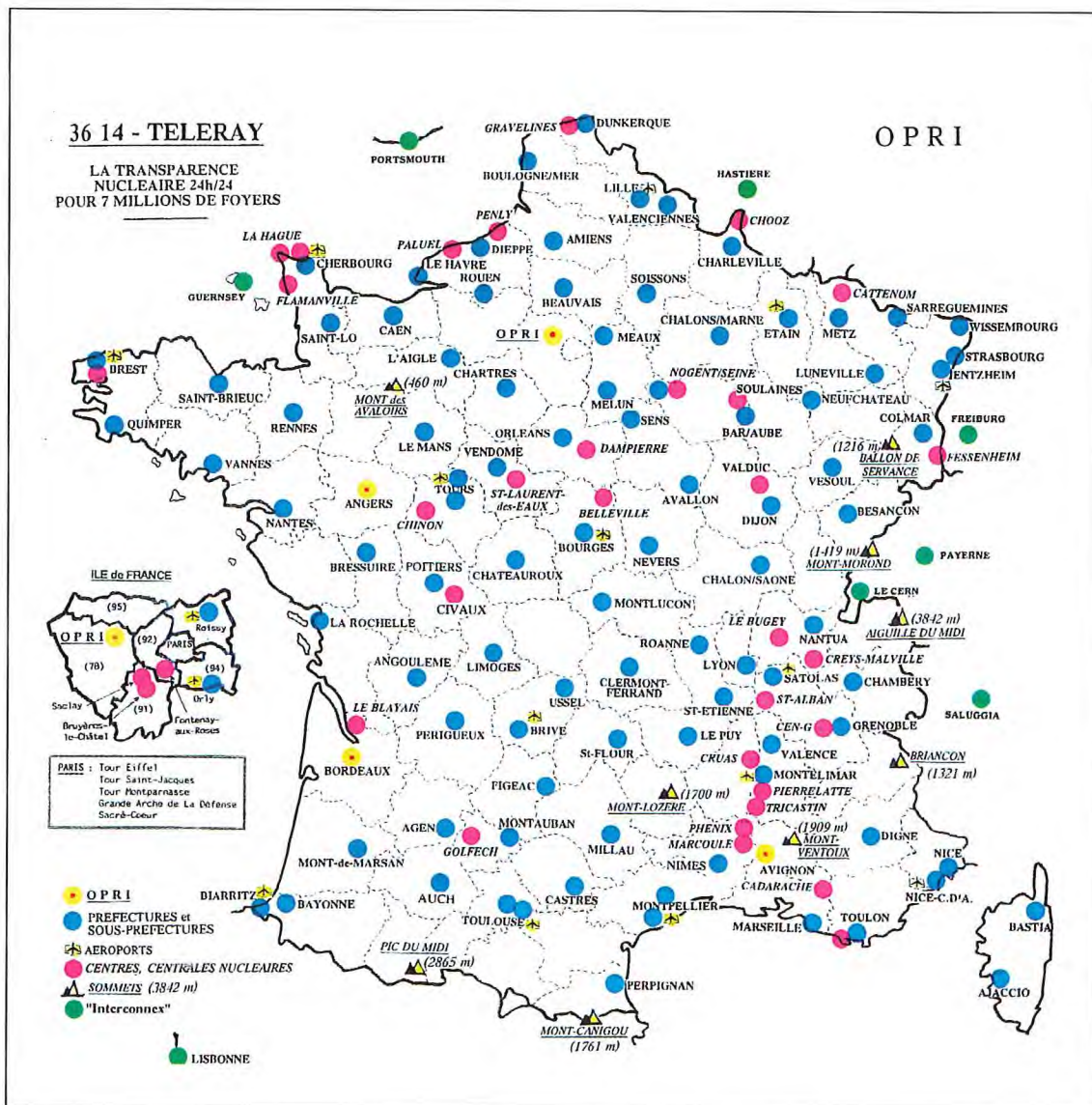
Sonde Teleray

des dosimètres intégrateurs répartis en 1400 points sur tout le territoire. Ces dosimètres, relevés tous les six mois, fournissent le bilan de l'irradiation d'ambiance accumulée par semestre.

La surveillance de l'eau est réalisée selon un principe comparable : mesures de la ra-

dioactivité sur des prélèvements régulièrement effectués en plusieurs centaines de points du territoire ; mise en place d'un réseau HYDROTELERAY, donnant la radioactivité en temps réel. Quatre stations de ce type sont déjà opérationnelles. Ce réseau est en cours de développement.

Le réseau Teleray en France



Organisme public, doté d'une mission de service public, l'OPRI se doit d'assurer la transparence de ses activités, donc la diffusion des informations ainsi recueillies. C'est ainsi que les résultats de ces mesures sont publiés dans un rapport mensuel diffusé à plus de 500 exemplaires, à destination essentiellement des administrations centrales, des services préfectoraux où ils peuvent être consultés par le public et des exploitants nucléaires ; certains de ces résultats sont directement accessibles par le Minitel 36 14 MAGNUC. De même les données du réseau TELERAY sont accessibles à tout moment par le Minitel 36 14 TELERAY (jusqu'à 3 000 appels actuellement par mois).

D'autres laboratoires que ceux de l'OPRI peuvent être amenés à effectuer des mesures de la radioactivité de l'environnement et des denrées destinées à la consommation. En vue de garantir leur qualité, la réglementation se fonde sur le décret n° 88-715 du 9 mai 1988 relatif à l'harmonisation des mesures de la radioactivité. Les laboratoires publics, ou privés certifiés, amenés à effectuer des mesures doivent se soumettre à des intercomparaisons dont les modalités et la mise en œuvre sont fixées par arrêté des ministres chargés de la santé, de l'agriculture et de la répression des fraudes. L'OPRI en assure l'exécution.

Enfin, il existe un contrôle international portant sur la surveillance exercée par les autorités nationales sur l'environnement. Ce contrôle est notamment exercé par la Commission de l'Union Européenne dans le cadre du traité EURATOM.

Dosimétrie du personnel

La dosimétrie réglementaire repose sur le film photographique porté au niveau du thorax pour la dose corporelle, et au niveau du poignet pour la dose aux extrémités. Le laboratoire de dosimétrie photographique de l'OPRI effectue en grande partie cette dosimétrie réglementaire. Il traite chaque mois plus de 125 000 dosimètres photographiques auxquels il faut ajouter deux fois par an 10 000 dosimètres semestriels. Ces dosimètres sont utilisés dans plus de 15 000 établissements répartis dans la France métropolitaine, les départements et

territoires d'Outre Mer et une quinzaine de pays étrangers.

Un dosimètre témoin, joint aux dosimètres individuels, est attribué à chaque établissement ; il doit rester à l'abri des rayonnements et sert de référence lors du traitement au laboratoire de l'ensemble des dosimètres. Le traitement des dosimètres se fait selon une procédure rigoureuse. Après une première lecture, les dosimètres font l'objet d'un second contrôle par un responsable avant validation des mesures et édition des résultats.

Le fichier des abonnés nécessite une mise à jour permanente pour tenir compte des mouvements des personnels et des changements d'adresse ou d'état civil. Près de 6000 modifications sont ainsi effectuées chaque mois. En 1994, 124.657 personnes ont porté au moins un dosimètre mensuel et, parmi celles-ci, 4352 ont porté un dosimètre complémentaire au poignet ou sur le tablier de plomb.

Les abonnés se répartissent entre le domaine médical (hôpitaux, cliniques, cabinets de radiologie, dentistes...) : 67 %, l'industrie (essentiellement entreprises intervenant sur les sites nucléaires) : 16 %, la recherche (universités, CNRS, INSERM, INRA) : 6 % et des domaines divers (contrôles de bagages dans les aéroports, médecine vétérinaire...) : 11 %.

Outre l'OPRI lui-même, d'autres organismes, placés à cette fin sous son contrôle, effectuent la dosimétrie réglementaire et lui transmettent les résultats, chaque mois. Ceci représente un nombre de mesures comparable à celui réalisé par l'OPRI lui-même. Ainsi, les grands exploitants nucléaires (EDF, CEA, COGEMA) assurent la dosimétrie de leurs salariés dans leurs propres laboratoires. D'autres entreprises, elles, sous-traitent la dosimétrie à des laboratoires délégués, comme le Laboratoire Central des Industries Electriques (LCIE) ou MASSIOT - PHILIPS.

L'OPRI assure les cumuls de doses et les confronte aux limites réglementaires. En cas de dépassement, une enquête est déclenchée à l'initiative du médecin du travail. Les doses cumulées sont conservées nominativement, mois par mois, entreprise par entreprise, afin de permettre la reconstitution permanente de la vie professionnelle de tout travailleur ayant été ex-

posé aux rayonnements ionisants. Ces données sont à la disposition des médecins du travail et des intéressés pour les informer sur les risques (prévention et protection), pour des études épidémiologiques, et pour la sauvegarde des droits en matière de maladies professionnelles.

L'évolution des techniques dosimétriques (dosimètres thermoluminescents, dosimètres électroniques) aura sans doute des incidences quant à l'exclusivité actuelle du dosimètre photographique au plan réglementaire. Toutefois, une étude approfondie doit être menée sur les implications pratiques, entre autres la question de l'attribution de tel ou tel dosimètre à tel ou tel groupe de personnes en fonction du risque potentiel. Deux questions différentes sont sous-jacentes à cette démarche : d'une part la gestion et les implications de la dosimétrie opérationnelle ; d'autre part l'évolution technique de la dosimétrie des rayonnements bêta et X mous, et des neutrons.

L'autre question pratique qui se pose est celle du suivi correct de l'ensemble des travailleurs, compte tenu du grand nombre de personnels intervenant au titre de travailleurs extérieurs dans la grande industrie nucléaire (CEA, EDF, COGEMA,...). Il y a ainsi, en incluant les petites, plus de 2 000 entreprises intervenantes. Une gestion informatisée, permettant de garder le degré de confidentialité nécessaire, est actuellement en voie de réalisation pour le suivi effectif au plan national.

Gestion de crise

Si un accident survenait, par exemple sur une installation nucléaire, avec rejet de radioactivité dans l'environnement, le Préfet du département concerné serait chargé de l'application des mesures de protection des intervenants et de la population, et dans ce cadre appliquerait le Plan particulier d'intervention (PPI).

Pour prendre sa décision, le préfet dispose des informations provenant de l'exploitant et de l'Autorité de sûreté, sur l'état de l'installation et l'évolution de l'accident. Le Ministère de la Santé, s'appuyant sur l'OPRI, lui indique les conséquences sanitaires des rejets prévus ou effectifs et les

mesures de protection à appliquer (confinement, évacuation, distribution d'iode stable, interdiction de consommation de denrées alimentaires).

L'organisation de crise mise en place par les pouvoirs publics et l'exploitant comporte des centres de crise au niveau local et au niveau national : préfecture, direction de la sécurité civile (CODISC), autorité de sûreté (Direction de la sûreté des installations nucléaires ou Haut commissaire à l'énergie atomique), autorité sanitaire, centre technique de crise de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), exploitant au niveau local et national. En cas de crise grave, le Comité interministériel de la sécurité nucléaire procède à la synthèse des informations et veille à la cohérence des décisions prises. Il propose en tant que de besoin, au Premier ministre, les mesures de coordination interministérielle appropriées.



Salle de comptage de radioactivité β

En cas d'accident, les compétences sanitaires en matière d'expertise, nécessaires pour en gérer les conséquences, seraient regroupées au Centre de crise récemment créé à l'OPRI au Vésinet. Ce centre serait en relation constante avec l'exploitant, l'IPSN, les autorités de radioprotection (ministère de la santé) et de sûreté (ministère de l'industrie et de l'environnement). Il aurait notamment pour missions d'évaluer l'impact sanitaire afin de conseiller les autorités locales sur les mesures de protection des populations et de contribuer à l'information du public.

Conclusion et perspectives

La réglementation et le dispositif opérationnel de radioprotection ont prouvé leur efficacité depuis une quarantaine d'années dans un contexte de développement très diversifié de l'utilisation des rayonnements ionisants, notamment l'importante expansion de l'industrie nucléaire à des fins énergétiques. Plusieurs voies méritent d'être tracées pour l'avenir. Sans abandonner la centralisation indispensable à une réelle vue d'ensemble des problèmes, il sera nécessaire de soutenir une politique affirmée de régionalisation des compétences et des moyens pour renforcer l'efficacité et la crédibilité du système actuel.

Par ailleurs, dans les années à venir, l'industrie nucléaire sera particulièrement

confrontée à la gestion des déchets radioactifs et au démantèlement de certaines installations. L'analyse de la radioprotection des personnels impliqués professionnellement et du public constituera un élément déterminant pour le choix des options qui seront retenues. Il faudra soutenir sans relâche l'effort en la matière, d'autant plus qu'il s'agit d'actions sur le moyen et le long terme, et que les investissements auront avant tout une finalité non productive d'énergie ou de biens.

Enfin, la radioprotection se doit de poursuivre un effort scientifique et technique, en harmonie avec les avancées de la recherche, pour améliorer l'évaluation sanitaire des effets des rayonnements et optimiser les moyens de la surveillance dans un but avant tout préventif.

Une Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire (AFCN) : la nouvelle organisation du contrôle nucléaire en Belgique

Par J.P. Samain,
directeur général de l'administration de l'hygiène publique,
Ministère de la santé publique et de l'environnement

La loi du 15 avril 1994, parue au Journal Officiel belge (le Moniteur) du 29 juillet 1994, a pour objectif essentiel la création de l'Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire (AFCN) mais comporte également un volet, nullement accessoire, de renforcement de la législation en matière de rayonnements ionisants.

Une agence de contrôle nucléaire n'est pas un concept vraiment neuf : la NRC (Nuclear Regulatory Commission) des USA, dont les règlements ont influencé largement le développement et l'exploitation de l'indus-

trie nucléaire en Belgique, est manifestement le modèle dont le législateur national s'est inspiré. La création de l'AFCN est, en effet, le résultat d'une réflexion entamée dès la fin des années 1970 et poursuivie, notamment au Parlement, à la suite de la catastrophe de Tchernobyl. D'autre part, le milieu des années 1980 a été marqué par des événements de gravité et de retentissement bien différents mais qui ont profondément perturbé le monde nucléaire en Belgique : le naufrage du Mont-Louis, la catastrophe de Tchernobyl déjà citée, l'affaire Transnuklear.

Le monde nucléaire s'est installé pour longtemps à la une des médias ; certains groupes de pression ont accentué leur campagne auprès des milieux politiques et du grand public. Il est donc normal que le Parlement se soit préoccupé de ce sujet au travers de plusieurs commissions d'enquête dont la plus déterminante a, sans aucun doute, été celle instituée par le Sénat à la fin de l'année 1986 et qui remit son rapport en juillet 1991. Ces travaux parlementaires constituent l'un des points de départ qui conduisent à l'Agence, créée par la loi du 15 avril 1994, dont le gouvernement belge prépare aujourd'hui la mise en place.

La création de l'Agence fédérale de contrôle nucléaire

La loi crée un établissement public doté de la personnalité juridique dénommé Agence fédérale de contrôle nucléaire et fixe son siège dans l'arrondissement administratif de Bruxelles-Capitale. Cette Agence aura pour mission de contrôler et de surveiller la sûreté des établissements où sont mis en œuvre des rayonnements ionisants afin de protéger la population en général et les travailleurs en particulier ; elle sera également chargée d'accompagner les inspecteurs de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA) au cours de leurs missions d'inspection et de vérification sur le territoire belge.

La nouvelle loi décrit de façon détaillée les différentes missions de l'Agence ; celles-ci comprennent donc l'ensemble des inspections et contrôles requis par l'application des règles de la sûreté et de la radioprotection, la diffusion des informations et la préparation des interventions (contre-mesures) en cas d'urgence nucléaire. Elle confie désormais explicitement à l'agence les missions d'inspection et de contrôle sur le terrain que le règlement actuel confiait aux organismes agréés et surtout découple la relation financière existant entre les exploitants et les organismes agréés : dorénavant, ce sera l'Agence qui facturera aux exploitants et qui paiera ensuite ses éventuels sous-traitants, c'est-à-dire l'organisme agréé. La loi organise aussi les conditions dans lesquelles l'Agence pourra

déléguer tout ou partie de ces missions à un ou plusieurs organismes agréés. Ces dispositions, répondant aux recommandations des commissions parlementaires, ont une forte connotation symbolique et constituent une des modifications-clés introduites par la nouvelle législation.

Dans le domaine médical, l'Agence décidera de l'agrément des appareils à usage médical émettant des rayonnements ionisants, ainsi que de celui des pharmaciens et médecins utilisant ces sources de rayonnements ionisants. Elle agréera également les médecins chargés de la surveillance des travailleurs professionnellement exposés.

Elle assurera le contrôle de la radioactivité sur l'ensemble du territoire belge. Ces travaux comprennent la détermination régulière de la radioactivité de l'air, des eaux, du sol et des doses à la population ainsi que la gestion du réseau de télémessure de la radioactivité TELERAD, actuellement en construction. Elle collaborera aussi à l'information relative aux plans d'urgence établis par le ministre de l'Intérieur.

La loi innove également sur deux points essentiels. D'abord, elle confie à l'Agence le travail de réflexion sur la réglementation, sa mise à jour et la proposition de nouveaux règlements. Ensuite et surtout, l'Agence est chargée d'un rôle important dans le domaine de l'information. Elle devra constituer une documentation scientifique et technique dans le domaine de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, stimulera et coordonnera les travaux de recherche et de développement dans ce domaine. Elle devra enfin diffuser une information neutre et objective. Les projets que le service de protection contre les radiations ionisantes a développés dans ce domaine extrêmement important de l'information du public y trouvent donc, si besoin en était encore, une nouvelle légitimité.

Il est donc évident que l'Agence sera bien plus qu'une simple fusion des deux services qui, actuellement, ont en charge la protection des travailleurs et de la population contre le danger des rayonnements ionisants ; le service de la sécurité technique des installations nucléaires et le service de protection contre les radiations ionisantes.

L'Agence sera gérée par un conseil d'administration et dirigée par un directeur général. Ce conseil se compose d'un président et de treize membres, nommés par le Roi par arrêté sur proposition des ministres de l'emploi et du travail et de la santé publique et de l'environnement dont l'Agence relève conjointement. Ils sont désignés, pour un terme de six ans, sur la base de leurs qualités scientifiques ou professionnelles particulières, entre autres dans le domaine de la radioprotection. Leur mandat est renouvelable.

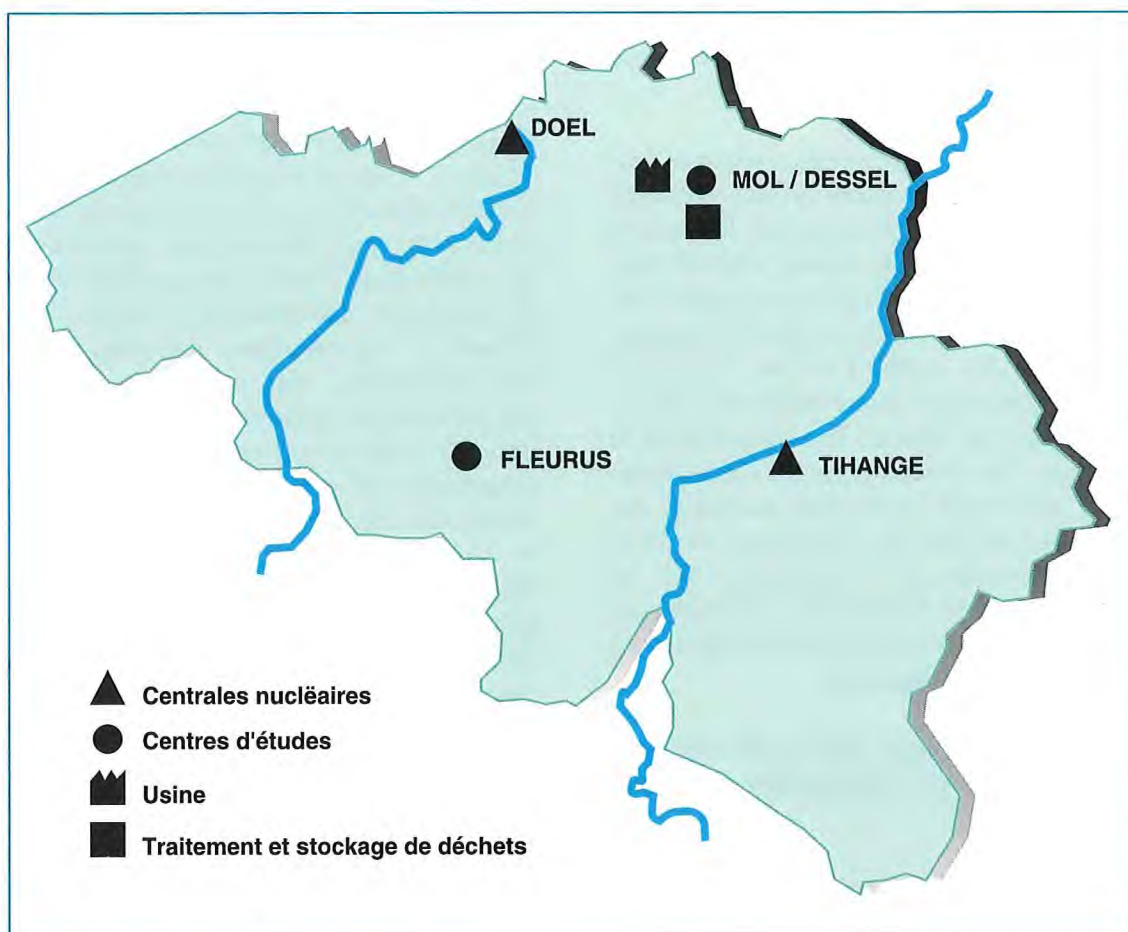
La loi crée également un conseil scientifique auprès de l'Agence. Celui-ci la conseille en matière de politique de contrôle et, plus particulièrement, lui donne un avis préalable sur l'opportunité d'autoriser de nouvelles installations nucléaires et sur les conditions techniques auxquelles il conviendrait de soumettre

leur exploitation. La composition et les pouvoirs du conseil, qui doit également regrouper des personnalités de grande compétence scientifique, seront décidés par le Roi.

Le renforcement de la législation

Le champ d'application de la nouvelle loi, par comparaison avec le texte actuel, a été quelque peu élargi mais elle va surtout provoquer une révision substantielle des procédures d'autorisation – en classe I surtout.

Cette nouvelle loi contient essentiellement les mêmes dispositions générales que la loi actuelle et dispose donc que le Roi peut, en vue de protéger les travailleurs, le public ou l'environnement, prendre des mesures relatives aux conditions d'importation, d'exportation, de production, de fabrication, de possession, de transport, de mise



Installations nucléaires en Belgique

en vente et de vente d'appareils, d'installations ou de substances capables d'émettre des rayonnements.

Cependant elle comporte aussi un certain nombre de dispositions nouvelles qu'il paraît intéressant de citer. En premier lieu, les définitions de rayonnements ionisants et de substances radioactives reprennent désormais des définitions des directives européennes de 1980 et 1984. En second lieu, notons l'introduction du concept « exportation » dans l'énumération des opérations visées ; ceci devrait permettre une transposition plus élégante des dispositions de certaines directives européennes, notamment la directive 92/3 relative aux déchets radioactifs.

En outre, dans le domaine de la défense nationale où cette prérogative appartient jusqu'à présent au ministre intéressé, la compétence de l'autorité civile est clairement étendue aux civils présents dans les installations. Cette disposition permettra une application uniforme des règles de sûreté applicables aux travailleurs en y englobant ceux des firmes extérieures occupés sur les chantiers de la défense nationale.

Si la présence physique des substances radioactives reste le critère unique de l'existence d'un danger contre lequel il convient de se prémunir, le législateur entend aussi viser d'autres opérations de caractère immatériel, par exemple purement commerciales, qui les mettent en jeu. Il entend aussi réglementer éventuellement les accessoires et le logiciels qui garantissent la sécurité et le fonctionnement des installations qui seront également soumis à des garanties de sécurité. Conscients de l'emprise croissante de l'information sur les équipements, le Parlement a souhaité soumettre logiciel et matériel informatique à des conditions adéquates.

L'organisation d'une éventuelle information des autorités communales est également prévue.

La modification la plus fondamentale se trouve dans la procédure d'autorisation des établissements nucléaires qui est considérablement clarifiée. La sécurité juridique

des exploitants mais aussi l'exercice bien compris de l'autorité publique indiquent à l'évidence que l'autorisation d'ériger et d'exploiter une centrale nucléaire doit être accordée avant que la construction ne commence et que cette autorisation doit comporter les principales règles à respecter pour la construction et l'exploitation. L'étude d'impact sur l'environnement constitue logiquement une des premières étapes de la procédure d'autorisation.

La seconde autorisation d'exploitation confirme simplement la première, après constatation du respect des règles de construction ; elle fixera de manière plus précise les règles d'exploitation. Celles-ci tiennent compte des règles de construction fixées par la première autorisation mais aussi des détails technologiques qui ne sont souvent disponibles, comme l'expérience le montre, qu'après la construction.

En conséquence, la nouvelle réglementation, en préparation, prévoira quelques modifications dans le classement des établissements classés et dans la procédure de leur autorisation ; le rôle de la commission spéciale – désormais le conseil scientifique – sera singulièrement renforcé alors que l'Agence devrait se voir confier le pouvoir de décision sur les établissements de classe II et III, l'importation, l'exportation, le transit et le transport des matières radioactives (y compris les déchets) ainsi que l'agrément des médecins, pharmaciens et autres utilisateurs de rayonnements ionisants à des fins médicales... Par contre, le Roi ne pourra déléguer la délivrance des autorisations de création et d'exploitation des établissements de première classe (centrales nucléaires essentiellement mais aussi le ou les sites d'évacuation définitives des déchets radioactifs) mais pourra le faire en ce qui concerne les établissements des autres classes. L'Agence examinera les demandes d'autorisation et surveillera également le respect des conditions d'autorisation.

La nouvelle réglementation

Il est évidemment encore trop tôt pour exposer en détail ce que sera le nouveau règlement général de la protection de la population et des travailleurs contre les rayonnements ionisants bien qu'un avant-

projet ait été approuvé en première lecture par le gouvernement. Néanmoins, il doit encore être soumis à différentes instances d'avis : Commission européenne au titre de l'article 33 du traité Euratom et Conseil d'Etat. Il est plus prudent de se borner à quelques commentaires sur la révision en cours.

En premier lieu, il convient de remarquer que l'objectif de cette révision n'est pas d'aboutir, à court terme, à une réécriture complète du règlement général mais, tout d'abord, d'assurer la conformité du texte aux prescriptions de la loi du 15 avril 1994 en se limitant à y adapter le texte existant. Néanmoins, le règlement pourrait encore subir quelques remaniements dictés par le souci de remédier à des lacunes identifiées depuis longtemps ou, encore, de tenir compte de situations ou de nécessités nou-

velles comme par exemple le déclassement des installations et la gestion des déchets radioactifs.

Enfin, il n'est pas question d'anticiper sur la parution de la nouvelle directive de l'Union européenne relative aux « Normes de base » qui est en préparation suite aux recommandations de la Commission internationale de protection radiologique (Publication CIPR 60) même s'il convient certainement de tenir compte de cette dernière dans les projets en développement.

Le début de l'année 1996 devrait voir la parution du nouveau texte et permettre ainsi la mise en route de l'Agence fédérale de contrôle nucléaire, dont le public attend qu'elle soit le gardien vigilant des règles de sûreté et de radioprotection qui sont la garantie de la santé publique.



Centrale de Tihange

Organisation et responsabilités des organismes britanniques de réglementation participant à la sécurité nucléaire et à la protection contre les rayonnements

**Par le Dr Sam Harbison,
directeur de HSE – Nuclear Safety Division**

Bases juridiques

Selon la législation britannique (loi de 1974 sur l'hygiène et la sécurité du travail, HSWA), les employeurs ont la responsabilité d'assurer la sécurité de leurs employés et du public. Pour les installations nucléaires, cette responsabilité est renforcée par la loi de 1965 sur les installations nucléaires (NIA). Selon la NIA, un site ne peut avoir aucune installation nucléaire si la HSE (direction de l'hygiène et de la sécurité) n'a pas accordé de licence à l'exploitant pour ce site. L'octroi de licences est administré, pour la HSE, par sa Division de la sécurité nucléaire (NSD).

La réglementation de 1985 sur les rayonnements ionisants (IRR85), élaborée dans le cadre de la loi HSWA, établit les normes de protection pour toutes les activités relatives aux travaux touchant aux rayonnements. Elle applique largement la Directive Euratom de 1980 sur les normes de base de sûreté. La NSD a la responsabilité de représenter la position britannique lors de la révision, actuellement en cours, de cette Directive. Elle est aussi en charge de la préparation des modifications correspondantes de l'IRR85.

Organisation administrative

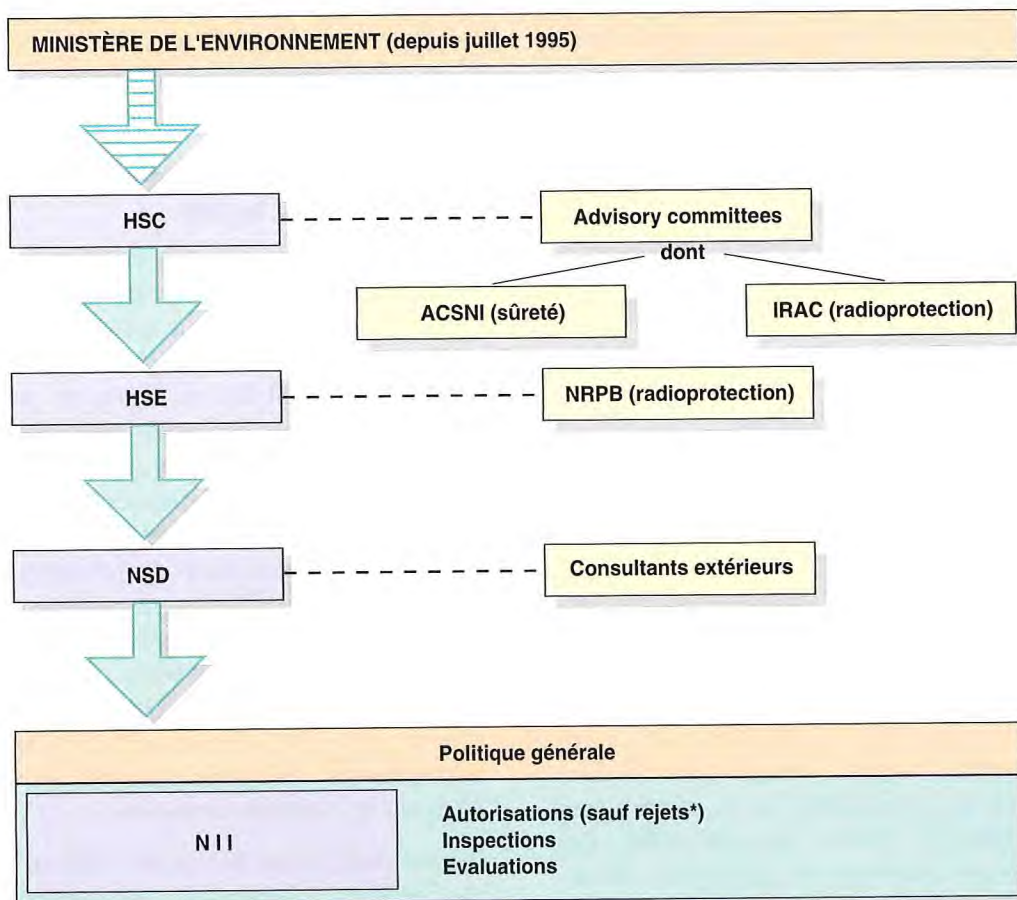
La HSC (Commission de l'hygiène et de la sécurité) est une entité, instituée par la loi HSWA, dont la fonction principale est de prendre les dispositions nécessaires pour assurer l'hygiène et la sécurité des travailleurs et du public. Sa compétence

s'étend à tous les secteurs industriels. Elle comporte au maximum 10 membres, nommés par le gouvernement après consultation d'organisations représentant les industriels, les travailleurs, les autorités locales et autres s'il y a lieu.

Pour ce qui est des questions de sécurité nucléaire en Angleterre et au Pays de Galles, la HSC conseille le 'Président of the Board of Trade' (Ministre du Commerce et de l'Industrie) ; en Ecosse, elle conseille le 'Secretary of State for Scotland' (Ministre d'Etat pour l'Ecosse).

L'organe exécutif de la HSC est la HSE, organisme public indépendant chargé de faire appliquer la législation sur l'hygiène et la sécurité et de proposer une nouvelle législation ou des modifications, si nécessaire. Pour ce qui est des questions de protection contre les rayonnements, la HSC conseille habituellement le Ministre de l'Environnement ; mais, pour des problèmes particuliers, elle peut rendre compte à d'autres ministres.

La NSD, qui comprend environ 280 personnes, est la division de la HSE en charge de la sûreté nucléaire. Son activité s'exerce dans les domaines de la politique de sûreté, de l'évaluation de sûreté, des autorisations et de l'inspection. C'est elle, par exemple, qui impose, au nom de la HSE, les conditions d'application des licences nucléaires, et établit les exigences et normes générales de sécurité à utiliser sur un site nucléaire. Ceci inclut notamment un document de référence sur les principes d'évaluation de la sûreté (Safety Assessment



* Les rejets liquides et gazeux sont autorisés conjointement par le ministère de l'environnement (DoE) et par le ministère de l'agriculture, des pêches et de l'alimentation (MAFF).

Organisation du contrôle de la sûreté des installations nucléaires et de la radioprotection sur les sites nucléaires au Royaume Uni

Principles, SAPs) des installations nucléaires, développé par la NSD pour son propre usage, et mis à la disposition du public. La NSD peut être appelée à donner des conseils sur les questions de sécurité nucléaire à la HSE et à la HSC et, en leurs noms, à différents ministres.

La NII (Inspection des installations nucléaires), qui est l'organe opérationnel de la NSD, est responsable des activités d'évaluation et d'inspection, et de la radioprotection des travailleurs sur les sites nucléaires. Le Ministère de l'Environnement (DoE) est responsable, conjointement avec le Ministère de l'Agriculture, des Pêches et de l'Alimentation (MAFF), de la délivrance des autorisations de rejets d'effluents liquides et gazeux. Pour tous les sites industriels, y compris les centrales nucléaires, dans un

souci d'harmonisation et d'exhaustivité, les services d'inspection des différents ministères ont mis au point des protocoles d'accord qui définissent les limites respectives de leurs domaines de compétence.

Enfin, la responsabilité de la radioprotection des travailleurs autres que ceux de l'industrie nucléaire revient à la Division des opérations sur le terrain du HSE (FOD), à qui revient l'inspection et le contrôle de l'application de la réglementation de sécurité générale sur tous les lieux de travail du Royaume Uni.

Organismes consultatifs

Le Comité consultatif sur la sécurité des installations nucléaires (ACSNI) est un groupe permanent indépendant établi

pour conseiller la HSC et les Ministres compétents sur les principales questions de sécurité nucléaire. Son rôle est de traiter de politique, plutôt que de prendre part au processus de réglementation. Il regarde les questions qui affectent la conception, l'emplacement, l'exploitation et la maintenance, et d'autres questions liées à la sécurité nucléaire qui, d'après lui, méritent d'être prises en compte. De la même façon, un Comité consultatif sur les rayonnements ionisants (IRAC) conseille la HSC sur les questions de radioprotection .

Bien que la NSD dispose de la plupart de l'expertise dont elle a besoin pour former son propre jugement, elle utilise des consultants et a un programme de soutien externe adapté à ses besoins propres. Ceci lui donne une source indépendante de conseils spécialisés. Elle fait également appel à un large éventail de services qui l'aident dans son travail d'évaluation et d'inspection et pour l'acquisition de données sur les problèmes et les expériences d'exploitation dans le monde entier. Ces consultants viennent des universités, de sociétés d'ingénierie et d'organismes nationaux.

Sur les questions de radioprotection, la HSE prend conseil dans un certain nombre de milieux, mais surtout auprès du Conseil national de protection contre les radiations, le NRPB (National Radiological Protection Board), un organisme consultatif établi par la loi de 1970 sur la protection contre les rayonnements.

Octroi des licences

Les détenteurs de licences comprennent tous les producteurs d'électricité nucléaire, les propriétaires d'installations du cycle du combustible, les exploitants de réacteurs de recherche, ainsi que d'autres sociétés commerciales. La NSD a développé un modèle de licence de site standard afin de traiter de la même façon tous les détenteurs de licences.

La licence est octroyée lorsque la NSD est satisfaite des dispositions d'organisation, de la conception et des principes de sécurité de l'installation.

La NSD dialogue régulièrement avec les licenciés sur les questions de sûreté nucléaire à tous les niveaux. Contrairement à certains pays, il n'y a pas d'échange de per-

sonnel entre les licenciés et les contrôleurs ; mais dans bien des cas, les inspecteurs ont acquis leur expérience initiale dans ces entreprises.

Inspection et contrôle de l'application des licences par la HSE

Lorsque la HSE nomme ses inspecteurs, elle leur confère le pouvoir d'appliquer la législation appropriée. Sur les sites nucléaires, la NII contrôle l'application de la réglementation IRR85 et certains autres règlements ; mais elle a des pouvoirs supplémentaires dans le cadre de la loi NIA du fait des conditions d'application liées à la licence du site, qui confèrent un moyen souple de contrôle légal. La NII peut aussi modifier ces conditions, ou même révoquer complètement la licence. Pour vérifier la conformité aux conditions de la licence et pour acquérir une vue d'ensemble des activités du site, des inspecteurs de site nommément désignés passent environ 30 % de leur temps sur le site.

Les mesures prises par la NII si la loi n'est pas respectée dépendent des événements précédant l'infraction et des antécédents du licencié en matière de sûreté. En pratique, la sanction principale de la NII est le retrait de son autorisation de mettre ou de remettre en route une installation à la suite d'une infraction, jusqu'à ce que toutes les actions correctrices nécessaires aient été effectuées de façon satisfaisante. La NII peut également émettre des exigences particulières de sécurité sous forme de textes légaux, et déclencher des poursuites dans le cadre de la loi HSWA.

Les évacuations d'effluents liquides et les rejets atmosphériques liés à des autorisations de site sont contrôlés conjointement par l'Inspection de la pollution du DoE et le MAFF. Afin d'assurer que tous les secteurs sont correctement couverts, les diverses Inspections ont mis au point des protocoles d'accord qui définissent leurs limites respectives d'intervention.

Pour résumer

Du fait qu'elle rend les opérateurs responsables de la sécurité, la législation britannique relative à la sécurité nucléaire est comparable aux réglementations sur l'hygiène et la sécurité dans les autres domaines industriels.

Les conditions d'octroi et d'application des licences et les pouvoirs conférés par la loi donnent à la NII une bonne flexibilité et un grand pouvoir de surveillance et de contrôle de la sécurité. L'expérience de la NII concernant les licences porte sur 35 ans. Grâce à ses relations internationales, à son développement de politiques de sécurité, et au travail d'octroi et de contrôle de li-

cences effectué par la NII, la NSD a pour objectif de maintenir et d'améliorer, chaque fois que c'est possible, les normes actuelles sévères de sécurité nucléaire en usage dans l'industrie nucléaire britannique. L'approche adoptée par la NII a été passée au crible des enquêtes publiques, du Parlement et des médias, et elle a supporté l'épreuve du temps.



Installations nucléaires au Royaume Uni

L'organisation du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en Suisse

Par **S. Prêtre**, directeur de la Division principale de la Sécurité des Installations Nucléaires

A la base de ce contrôle se trouve la loi atomique de 1959 (loi sur l'application pacifique de l'énergie nucléaire et la radioprotection). Dans cette loi, la radioprotection était traitée sommairement en 3 articles. La première ordonnance sur la radioprotection parut en 1963 et fut trois fois révisée. Dans les années 80 il fut décidé de séparer la base législative en une loi sur la radioprotection (adoptée en 91 et mise en vigueur en 94) et une loi sur l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire. Cette dernière n'a pas encore abouti, malgré 2 essais considérés comme politiquement irrecevables.

Le contrôle de la sûreté nucléaire incombe sans ambiguïté à la « Division Principale de la Sécurité des Installations Nucléaires » (DSN), rattachée administrativement à l'Office Fédéral de l'Energie (OFEN).

La DSN est indépendante dans ses jugements techniques et scientifiques. Malgré cette indépendance, le rattachement de la DSN à l'OFEN est parfois considéré comme politiquement inopportun car l'OFEN a des responsabilités qui influencent l'économie énergétique.

Selon la loi, la sécurité des installations nucléaires englobe aussi la radioprotection à l'intérieur et aux alentours de ces installations. La DSN s'est donc construite selon une structure bi-polaire : une division de sûreté nucléaire et une division de radioprotection.

Historiquement, une autre division de radioprotection s'est mise en place au sein de l'Office Fédéral de la Santé Publique (OFSP). Ici se situe le contrôle de toute la radioprotection en dehors du domaine de l'énergie nucléaire.



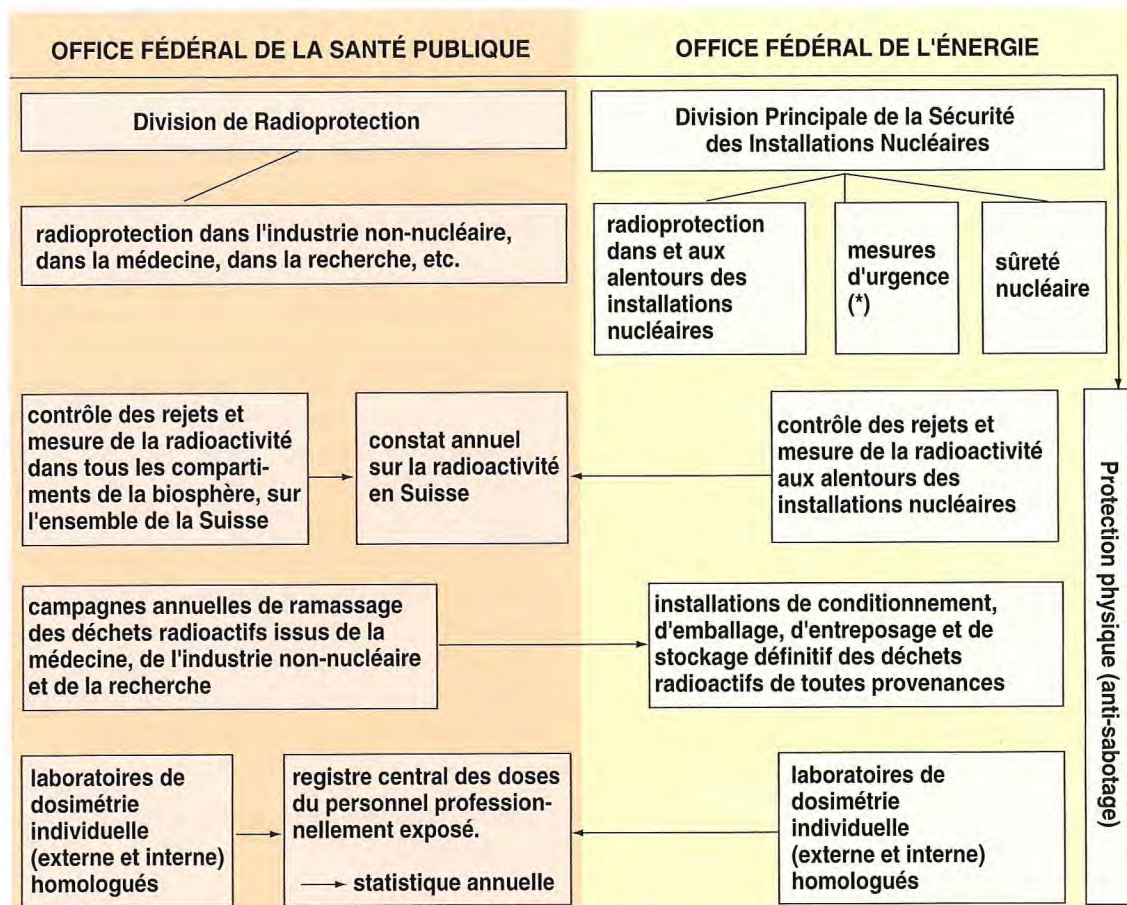
Installations nucléaires en Suisse

Les points communs aux 2 divisions de radioprotection concernent les rejets, les déchets et la protection des travailleurs. Le schéma ci-joint montre comment la collaboration a été définie dans ces 3 domaines.

La séparation des tâches de contrôle entre l'OFSP et l'OFEN nous paraît judicieuse. Pour juger de la qualité de la radioprotection opérationnelle pendant la révision annuelle d'une centrale nucléaire il faut connaître intimement cette installation et donc travailler en étroite collaboration avec les ingénieurs de sûreté. De même, pour juger si les rejets de telle installation nucléaire sont ALARA, il faut connaître ses systèmes de traitement des gaz, de l'air vicié et des eaux usées.

Le danger du système suisse réside dans la possibilité que deux éthiques de radioprotection se développent : d'un côté une radioprotection stricte et exigeante associée à l'énergie nucléaire et de l'autre côté une radioprotection plus tolérante associée à la médecine et à la recherche.

Cette tendance existe, mais pour parer à une évolution trop divergente des idées, la Commission Fédérale de Radioprotection s'est donné comme tâche de veiller à l'unité de la radioprotection en Suisse. La nouvelle législation mise en vigueur au 1^{er} octobre 1994 constitue une base commune qui devrait aussi aider à unifier les pratiques en radioprotection.



(*) en collaboration avec la centrale nationale d'alarme (département de l'intérieur)

Organisation du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en Suisse

Points de vue

Entretien avec Claude Birraux, rapporteur de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques pour le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaire

• *L'organisation du contrôle de la sûreté nucléaire en France vous paraît-elle claire ?*

L'organisation actuelle me semble d'autant plus claire que depuis 1991, le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires a été transformé en direction d'administration centrale, la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, conforté en cela dans son rôle d'Autorité de Sûreté reconnue par tous. Cette évolution est conforme aux recommandations que j'avais formulées dans mon rapport d'évaluation du système français de contrôle de la sûreté nucléaire en 1990. La puissance, l'efficacité et la lisibilité du système en ont été fortement améliorées, et les rôles de chacun (exploitants, pouvoirs publics, appuis techniques) n'en sont que mieux définis.

• *L'organisation du contrôle de la radioprotection en France vous paraît-elle claire ?*

Depuis 1991, ce dossier est pour moi un sujet de préoccupation, car le système n'est pas satisfaisant. Dans mon rapport de 1991, j'ai recommandé la création d'une autorité de radioprotection au ministère de la santé sur le mode de ce qui existe dans le domaine de la sûreté. La transformation du SCPRI en OPRI et la création d'un bureau de la radioprotection à la direction générale de la santé ont accompli une partie du chemin ; désormais le « squelette » d'un système cohérent, capable d'affirmer l'Autorité de l'Etat en ce do-

maine essentiel pour la santé publique qu'est la radioprotection, existe ; il manque cependant encore d'étoffe et de puissance.

• *Les rôles de chacun (exploitants, pouvoirs publics, appuis techniques) sont-ils bien précisés et satisfaisants ?*

L'OPRI est essentiellement chargé d'effectuer des mesures en matière de radioprotection, ce qui est le rôle d'un appui technique ; il ne peut pas être en même temps contrôleur, ce serait un mélange des genres dommageable. C'est bien à l'Etat qu'il appartient de définir les normes sanitaires, au ministère de la Santé, et à lui seul. Cette autorité de l'Etat ne se négocie pas et ne se sous-traite pas.

De ce point de vue le système est encore trop flou et flottant et pour le moins non satisfaisant dans un système démocratique, comme les péripéties de l'été dernier l'ont montré.

• *L'interface entre contrôle de la sûreté nucléaire et contrôle de la radioprotection vous paraît-il bien géré ?*

Le SCPRI a fonctionné longtemps comme un quasi électron libre, ce qui rendait l'interface avec la sûreté difficile. Le schéma que je propose (Autorité de radioprotection forte et reconnue, avec Groupes Permanents comme pour la sûreté, et appui technique : l'OPRI), s'il est réellement mis en place, améliorera les choses. Je ne cesserai en tous cas pas de rappeler le pouvoir exécutif à son devoir sur ce sujet. J'ajoute que cette organisation de la radioprotection est cohérente et qu'elle a reçu l'approbation de la quasi totalité des parties intéressées, dont les exploitants.

• *Une évolution vous paraît-elle souhaitable ?*

J'attends que l'évolution ébauchée se fortifie, après des décennies de mauvaises habitudes. C'est dur de redresser les choses, mais ma détermination demeure sans faille.

Propos recueillis par Michèle Bénabès

Entretien avec Monique Sené, présidente du GSIEN, Groupement de scientifiques pour l'information sur l'énergie nucléaire

• *L'organisation du contrôle de la sûreté nucléaire en France vous paraît-elle claire ?*

Tout dépend de l'observateur. Pour l'homme politique « standard », quel que soit son credo dans le « moins d'Etat », c'est le rôle d'un quelconque service au sein d'un ministère. Pour le grand public, c'est EDF...

Si on lit attentivement les rapports d'activité de la DSIN on a le sentiment qu'il y a une architecture logique, qui pourrait être opérationnelle. Mais si on épluche la structure on ne peut que s'interroger sur l'ambiguïté des appuis techniques (IPSN, groupes permanents, DRIRE). Tous ces appuis sont en général trop proches du contrôlé pour apporter un soutien complet à l'autorité de contrôle.

Il manque en France une Agence, genre NRC, qui serait plus éloignée des centres de décisions gouvernementaux, qui aurait, cependant, accès aux installations, aux documents techniques, qui pourrait faire appel à toute compétence extérieure au système, française ou étrangère. Par exemple cette agence pourrait avoir pour tutelle l'Office parlementaire.

• *Les rôles de chacun (exploitants, pouvoirs publics, appuis techniques,...) sont-ils bien précisés et satisfaisants ?*

Pour l'exploitant la sûreté c'est un compromis, une partie de poker, entre des règles édictées par les autorités de sûreté (règles jugées souvent trop astreignantes et non justifiées) et une production au moindre coût. C'est proche du raisonnement de l'automobiliste pour qui la ceinture de sécurité est une gêne non justifiée puisque de toute façon, lui, il conduit bien et, étant aux premières loges dans une situation à risques, il sait bien ce qu'il doit faire. L'inventaire des incidents de non-respect

des règles d'exploitation est une illustration de la comparaison entre le comportement des chauffeurs routiers (et de leurs patrons) et des exploitants du parc nucléaire.

Pour un exploitant une amélioration de la sûreté se décide non pas sur une base de bénéfice environnemental mais sur le gain de production que cela doit apporter.

Les pouvoirs publics devraient contrebalancer cette position du producteur en ayant pour objectif la défense de l'intérêt commun. La loi Evin se préoccupe de la santé publique et de ce qu'elle coûte à la nation, donc à chacun, et non des bénéfices des fabricants de cigarettes ou de boissons alcoolisées. On voit d'ailleurs ici l'ambiguïté de la situation lorsque l'Etat entre en conflit d'intérêt avec une régie d'Etat. On a la même situation entre la sûreté des installations nucléaires et les intérêts de l'établissement public EDF (dont la mission est de produire de l'électricité et non de faire la promotion d'une technologie).

Les appuis techniques sont multiples. Le plus ambigu est l'IPSN, émanation du Commissariat à l'Energie Atomique. Cet institut était censé voler de ses propres ailes, mais malgré son conseil d'administration indépendant (?), son comité scientifique et sa ligne budgétaire propre, ses personnels sont toujours des personnels du CEA qui les attribue en fonction de la priorité qu'il donne aux différents programmes. Il n'est toujours dans l'organigramme du CEA qu'un institut entre autres, sous la houlette de l'Administrateur général. Donc gare lorsqu'un sujet d'étude pour la sûreté n'est pas en odeur de sainteté auprès des instances du CEA.

Les DRIRE, bien que devant jouer un rôle important, sont trop souvent à la remorque de l'exploitant. On a pu voir à de nombreuses reprises, lorsqu'il y a un conflit entre une association et un exploitant, le DRIRE voler au secours d'EDF au lieu de s'en tenir à un rôle d'observateur, à la limite d'arbitre. S'il remplissait mieux son rôle, le DRIRE serait de nombreuses fois informé de dysfonctionnements plus vite par les associations ou la presse que par l'exploitant.

Il reste un volet du contrôle de la sûreté qui est tristement hors du champ d'appli-

cation de cette Direction, c'est celui des Installations Nucléaires de Base dites Secrètes (Direction des Applications Militaires du CEA, Armée et industrie d'armement). Ce vaste secteur s'auto-contrôle avec une transparence opaque en oubliant que les populations voisines sont civiles...

• **L'organisation du contrôle de la radioprotection en France vous paraît-elle claire ?**

Jusqu'à ces derniers mois la règle de transparence du contrôle de la radioprotection en France était du même genre que celle des INB secrètes. La transformation du SCPRI en OPRI va-t-elle effacer d'un simple coup de baguette magique les dysfonctionnements antérieurs ? Avant de juger attendons de voir ce que les nouveaux Conseils d'Administration et Directeurs vont faire.

En tout état de cause, l'OPRI ne devrait être que l'appui technique d'une « Direction de la radioprotection », image santé de la DSIN.

• **Les rôles de chacun (exploitants, pouvoirs publics, appuis techniques,...) sont-ils bien précisés et satisfaisants ?**

Encore plus que dans le domaine de la sûreté, en matière de radioprotection les exploitants de l'industrie nucléaire ont une approche productiviste. Les autorisations de rejets d'effluents radioactifs sont des valeurs unitaires établies pour une centrale du temps où il y en avait 2 ou 3 sur l'étendue du territoire et ne tiennent pas compte de l'accumulation sur un site de plusieurs unités de production, ni même du bassin fluvial où on va avoir tout un chalet d'usines. Ces autorisations sont très laxistes, ayant été rédigées pour ne pas pénaliser l'exploitant en cas d'accident ! Les rejets effectifs par tranche sont en général très en dessous des limites (définies comment, sur la base de quelles données, datant de quand ?) ce qui a pour résultat d'inciter à diminuer les dépenses en résine et autres filtres en rejetant un peu plus dans l'écosystème. Les dépenses de santé

dans le futur n'entrent pas dans le compte d'exploitation annuel du CPN.

Les pouvoirs publics en la personne du SCPRI ont parfois été assez contraignants pour l'exploitant en imposant des dispositifs souvent fort utiles ; mais aussi, comme dans le cas des filtres à sables, comme étant le résultat d'une marotte sous-étudiée techniquement (il était exclu de les utiliser si l'atmosphère du bâtiment réacteur était trop chargée en produits radioactifs. La consigne était de laisser déposer les aérosols avant usage – risque d'explosion hydrogène dans le filtre. Et pour finir ils ont été précédés par un pré-filtre placé dans l'enceinte de confinement).

Le caporalisme dans les relations entre SCPRI et EDF donnait des effets pervers. En effet, seules des valeurs globales de rejets radioactifs étant demandées par la Santé, il était difficile, voire impossible, d'obtenir les résultats isolés. Et, bien que les services de radioprotection des sites fassent des mesures détaillées des divers radioéléments, il était finalement impossible de faire des études d'évolution des rejets élément par élément.

Quant aux appuis techniques en matière de radioprotection, en dehors de l'OPRI lui-même, je ne vois que les réseaux locaux, associatifs ou dépendant des autorités locales ou régionales qui devraient être structurés de façon à compléter et recouper les réseaux officiels.

• **L'interface entre contrôle de la sûreté nucléaire et contrôle de la radioprotection vous paraît-il bien géré ?**

Y a-t-il un interface entre contrôle de la sûreté nucléaire et contrôle de la radioprotection ? Même au niveau d'un exercice de crise il ne m'a pas semblé qu'il y ait une coordination quelconque, alors a fortiori pour le train-train du contrôle !

• **Une évolution vous paraît-elle souhaitable ?**

Souhaitable, NON, indispensable, OUI. Et il faut que le nouvel OPRI permette cette évolution.

Le contrôle des activités nucléaires face aux enjeux environnementaux

par J.P. Schapira,
CNRS-IN2P3, Institut de physique nucléaire, Orsay

L'organisation du contrôle de la sûreté et de la radioprotection, lié aux activités nucléaires, a évolué en France en fonction des enjeux principaux auxquels elle a été confrontée. La période qui va de 1945 vers le milieu des années 60 est celle du développement des connaissances scientifiques et des diverses technologies nucléaires ; le CEA, d'une part, conformément à la mission qui lui a été donnée par l'ordonnance de 1945, et la communauté des radiobiologistes et médecins nucléaires, d'autre part, jouent alors un rôle prépondérant dans les domaines respectifs de la sûreté et de la radioprotection. Vient ensuite une deuxième phase, celle de l'industrialisation, marquée par l'équipement nucléaire de la France à partir de 1973. C'est alors que l'on assiste à une première diversification des acteurs de la sûreté : transfert de son contrôle du CEA au Service central de sûreté des installations nucléaires (SCSIN) créé au sein du Ministère de l'industrie en 1973, création à l'intérieur du CEA d'entités spécialisées dans les questions de sûreté et de protection, l'IPSN en 1976 et l'ANDRA en 1979 pour ce qui concerne la gestion des déchets radioactifs. La troisième phase, enfin, est celle de la prise de conscience écologique après l'accident de Tchernobyl, qui a pour conséquence une nouvelle redistribution des missions entre les acteurs socio-politiques dans le sens d'une plus grande séparation des rôles de promotion et de contrôle (création de la DSIN avec double tutelle de l'Industrie et de l'Environnement, autonomie de l'IPSN au sein du CEA, statut d'indépendance de l'ANDRA) et d'une intervention accrue du Parlement (rôle de l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques). On observe que, lors de ces diverses étapes, ces réorganisations du domaine de la sûreté n'ont guère affecté celui de la radioprotection, qui est de-

meuré un secteur séparé, dépendant, d'une manière peu précise d'ailleurs, du seul Ministère de la Santé. Ce n'est que tout récemment qu'a été créé un nouvel organisme, l'OPRI, dont le rôle et le statut sont beaucoup mieux définis que ceux de son prédécesseur, le SCPRI.

Une étude menée par J.P. Colson et al. pour le compte du ministère de l'Environnement ⁽¹⁾, portant sur l'intérêt d'une loi nucléaire spécifique, a souligné l'importance de ces enjeux environnementaux et l'apport souhaitable du droit général de l'environnement au droit nucléaire. Les observations et recommandations concernant le contrôle et décrites ci-dessous sont reprises de ce rapport.

L'exercice du contrôle doit être exclusivement du ressort de la puissance publique et exercé par une structure administrative possédant à la fois un statut d'indépendance et une compétence technique reconnue. Ceci est aujourd'hui le cas en France avec la constitution de la DSIN. Des progrès sont cependant souhaitables et possibles dans trois domaines :

- **Le premier** concerne la fixation des règles, normes et seuils applicables aux activités nucléaires. Celles-ci relèvent in fine de la seule responsabilité de l'administration. On observe cependant une implication de plus en plus grande de nouveaux acteurs hors de l'administration, qui concourent indirectement à cette fixation, à travers par exemple des rapports de groupes d'experts ad hoc ou l'intervention active de certaines composantes du mouvement associatif ou syndical. Le législatif également concourt à cette expertise à travers les activités de l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques. A titre d'exemple, on peut citer tout ce qui s'est fait et dit à propos des seuils d'exemption pour les déchets de très faible activité, et noter par ailleurs l'importance du débat public dans tout ce qui touche au contrôle de la gestion des déchets de haute activité ou à vie longue (c'est le cas notamment de l'article 3 de la loi du 30 décembre 1991, qui interdit le stockage définitif sur le sol national de dé-

(1) « Les enjeux d'une loi nucléaire en France », J.P. Colson et J.P. Schapira, Convention de Recherche du Ministère de l'Environnement SRETIE/MERE/92082.

chets d'origine étrangère). On pourrait donc envisager qu'une telle implication, qui apparaît souvent au coup par coup suite à des situations conflictuelles, soit plus systématiquement organisée. Ceci aurait deux avantages : permettre aux décideurs de bénéficier d'une expertise multiple et associer le public aux conditions de la prévention des risques.

• **Le deuxième domaine** concerne plus spécifiquement la distinction forte qui est opérée en France entre sûreté et radioprotection, qui se traduit par l'inclusion du ministère de la Santé dans le processus décisionnel nucléaire, une situation qui n'a guère d'équivalent à l'étranger. Il est indispensable qu'une autorité soit en effet garante de la protection des travailleurs et du public vis-à-vis des risques. Encore faut-il à cet égard qu'il n'y ait pas confusion de compétences. Or la radioprotection dépend pour une large part du bon fonctionnement de l'installation nucléaire, source de risques, donc de sa sûreté. Les deux aspects sont à cet égard étroitement liés. Par ailleurs, une demande d'autorisation de création d'une Installation Nucléaire de Base (INB) ou de rejets d'effluents liquides ou gazeux est instruite au plan technique en référence à des données physiques, hydrologiques, météorologiques etc., et fait appel pour l'essentiel à des calculs de simulation au cas par cas. On peut ainsi prédire les quantités de rayonnement ou de radioactivité rejetées dans l'environnement, ainsi que leur répartition spatiale et temporelle, dans les diverses situations normales ou accidentelles que l'on peut rencontrer avec une installation nucléaire. Il est évident qu'à ce stade l'analyse des phénomènes envisagés est complexe, et nécessite des connaissances faisant appel aux sciences de la matière, de la terre et de l'environnement.

En revanche, l'évaluation des impacts sanitaires de ces rejets sur l'homme doit s'appuyer sur de nombreuses recherches amont relevant essentiellement des sciences du vivant, notamment de la radiobiologie. L'intervention de ces compétences dans un processus décisionnel s'effectue à un niveau beaucoup moins complexe et plus normatif que les précédentes. S'agissant en effet d'études de sû-

reté, en appui d'autorisations, les effets sanitaires s'expriment à l'aide de coefficients de doses par ingestion ou inhalation de produits radioactifs et des équivalents de doses maximum autorisés annuellement pour le public et les personnes exposées professionnellement aux radiations. Ces deux types de données sont fixées dans des textes réglementaires, qui reprennent en pratique les valeurs recommandées par la CIPR, reprises par des organismes internationaux tels que l'UNSCEAR et l'AIEA, et pouvant se traduire sous forme de directives européennes. Ces recommandations découlent d'une évaluation périodique des recherches menées sur les effets sanitaires de la radioactivité. Il s'ensuit que l'intervention du ministère de la Santé devrait se situer à trois autres niveaux :

- être partie prenante aux recherches menées internationalement en amont, dans le domaine de la radiobiologie par exemple et sur lesquelles s'appuie la CIPR, de manière à disposer de l'expertise et du poids nécessaires dans les diverses instances internationales et nationales où se discutent les normes de base évoquées plus haut ;
- s'assurer, par un mécanisme de type avis conforme par exemple, que les normes de rejets d'effluents gazeux et liquides des installations nucléaires prennent effectivement en compte les normes sanitaires de base adoptées dans les textes réglementaires et législatifs ;
- exercer enfin la responsabilité, avec d'autres secteurs de l'administration, des interventions sanitaires et du suivi médical éventuels du public, dans des situations accidentelles notamment, ainsi que du suivi médical radiologique des travailleurs du nucléaire de concert avec le ministère du Travail.

En revanche, il paraîtrait plus clair que, à l'instar de ce qui se passe dans différents pays, la DSIN puisse regrouper les aspects sûreté et radioprotection dans les domaines des autorisations et du contrôle, en s'appuyant sur l'expertise de groupes permanents d'experts et de l'IPSN, qui regroupe déjà en son sein Protection et Sûreté.

• **Le troisième domaine** concerne enfin l'implication plus forte du ministère de l'environnement dans la sûreté nucléaire.

Bien que depuis 1989 ce ministère partage avec celui de l'industrie la tutelle de la sûreté, il n'en reste pas moins vrai que son poids réel en matière nucléaire reste très en deçà de ce qu'implique aujourd'hui la promotion des préoccupations environnementales. Cette situation qui prend racine dans les traditions administratives françaises ne correspond plus aux enjeux environnementaux actuels du développement du nucléaire. Une plus grande implication du ministère de l'environnement permettrait sans doute aussi de faire bénéficier plus aisément le contrôle d'autres activités à risques (régime ICPE des Installations classées pour la protection de l'environnement) des méthodes et de l'expertise acquises dans le domaine nucléaire.

Pour ce faire, il serait souhaitable de déplacer le centre de gravité de la DSIN du ministère de l'industrie vers celui de l'environnement où il deviendrait une direction du ministère de l'environnement, et ceci pour deux raisons :

- la première est une raison de principe. Ce rattachement serait cohérent avec le rattachement de la gestion des risques industriels à l'environnement, et concrétiserait clairement la séparation souhaitable des fonctions de promotion et de contrôle ;
- la seconde est liée à la possibilité qui serait ainsi offerte d'une fertilisation croisée des approches et cultures administratives différentes liées aux deux régimes d'autorisation et de contrôle existant, celui des ICPE et celui des INB.

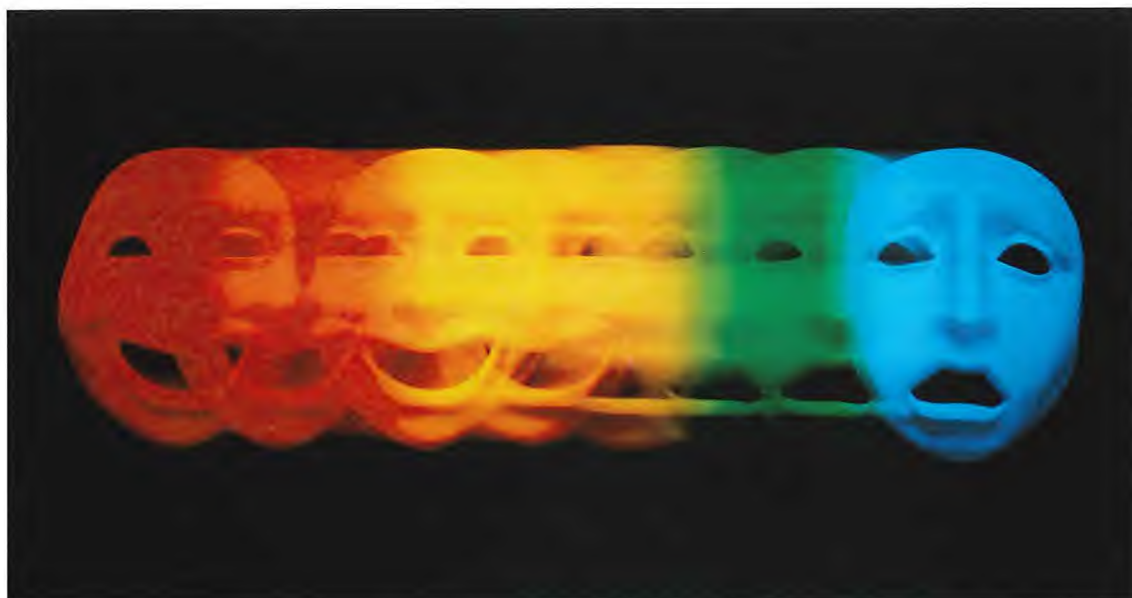
Entretien avec Marie-Françoise de Pange, journaliste au Quotidien du médecin

• Comment percevez-vous l'organisation du contrôle de la sûreté en France ?

Depuis 18 ans, époque de mes débuts professionnels, l'évolution est nettement perceptible. Alors que la culture CEA du secret est restée dominante pendant longtemps (on obtenait de l'information par les syndicats principalement), la création de la DSIN, son émergence, la mission permanente d'évaluation de l'office parlementaire de M. Birraux ont fait bouger les choses, et clarifié les rôles ; EDF s'est organisé aussi en matière de contrôle interne, avec la création de l'inspection générale de la sûreté nucléaire. Le système actuel, ouvert à des niveaux successifs de contrôle (contrôle interne, Autorité de sûreté, contrôle parlementaire) me paraît fonctionner correctement.

• Comment percevez-vous le contrôle de la radioprotection en France ?

La génération fondatrice des médecins-radioprotectionnistes apparaissait très « nucléocrate » au sens propre, c'est-à-dire croyant au nucléaire. Le discours dominant



était sans cesse le même : « le nucléaire tue moins que la route, que les mines de charbon, que le tabac... » La conviction que l'accident nucléaire était impossible était très forte... Le défaut majeur de cette génération à l'esprit un peu militaire, proche des ingénieurs, est de n'avoir pas assuré de relève. A présent, il y a un trou, et l'absence de perspectives de carrière dans le domaine de la radioprotection pour les médecins qui s'intéresseraient au domaine ne facilite pas les choses. Seules existent la radiothérapie et la médecine nucléaire, ce qui est un peu différent. Ainsi, de grands pans du questionnement médical restent en suspens ; les problèmes digestifs des irradiés sont par exemple très mal connus... Mais l'IPSN, conscient de ces lacunes, a repris les recherches.

• **Le contrôle s'exerce-t-il bien sur le terrain ?**

EDF a toujours fait de son mieux pour son personnel. Les plus exposés sont les travailleurs extérieurs, les plus mal contrôlés, donc les plus mal suivis au plan médical. C'est le SCPRI, sans statut officiel mais dépendant du ministère de la santé, qui s'est chargé du contrôle. Le travail de surveillance a été, pendant ces années, effectué de manière correcte, avec cependant des défauts majeurs : le SCPRI ne rendait pas publiquement compte de son activité, ne diffusait pas systématiquement de rapport d'activité ; l'expérience a montré (Tchernobyl) qu'il était incapable de communiquer en cas de crise : enfin, la personnalisation excessive de ce service, mis en place par un seul homme, a été pendant longtemps un problème en soi.

La transformation récente en OPRI a été voulue par tous : responsables institutionnels et politiques, parlementaires, journalistes, et le nouveau système démarre sur des bases plus saines, avec un début de politique de communication, une cellule de crise...

L'expérience de Tchernobyl a été déterminante en apportant la preuve que l'accident est possible... Il faut souli-



Centrale de Tchernobyl

gnier que les résistances sont fortes : la communauté industrielle et scientifique internationale se soutient tellement qu'on a nié les cancers de la thyroïde des enfants, après Tchernobyl, pendant longtemps... Le système actuel en France devient correct ; restent le problème des travailleurs intérimaires du nucléaire sur lequel il faut progresser, la question des déchets qui a été plutôt mal gérée même si la situation s'améliore avec la prise de distance de l'ANDRA vis-à-vis du CEA ; le dernier milieu à conquérir en matière de radioprotection est, à coup sûr, le milieu médical.

On peut se demander si le système est prêt pour une crise ? Il y a 2 ou 3 ans, j'aurais répondu non ; je suis plus optimiste à présent.

• **L'interface entre contrôle de la sûreté et contrôle de la radioprotection vous paraît-il bien géré ?**

L'interface, s'il y en a un, est peu visible. La coopération est utile pourtant, notamment pour les arrêts de tranche : une meilleure coordination entre sûreté et radioprotection est profitable pour limiter les doses lors de certaines révisions. Il n'est jamais question de radioprotection à la DSIN par exemple, alors que le rapport Tanguy à EDF, qui porte sur la sûreté, intègre la radioprotection.

Propos recueillis par Michèle Bénabès

L'organisation du contrôle de la sûreté et de la radioprotection, point de vue de l'exploitant, par L. Stricker, directeur adjoint de l'Exploitation du Parc Nucléaire d'EDF

Des objectifs complémentaires

L'exploitation d'un parc de production de 55 tranches nucléaires impose à celui qui en a la charge – l'exploitant nucléaire – l'atteinte simultanée de plusieurs objectifs : la sûreté, le respect de l'environnement, la disponibilité, la radioprotection des travailleurs, le tout à un coût maîtrisé permettant une bonne efficacité économique au service de la nation.

Ces objectifs ne peuvent être atteints que par une exploitation de qualité, laquelle s'exprime dans le domaine de la sûreté et de la radioprotection notamment par le niveau de recrutement et de formation des intervenants, qu'ils appartiennent à EDF ou aux entreprises prestataires. Elle intervient aussi dans la préparation des interventions, leur mise en œuvre et l'exploitation du retour d'expérience, qu'il s'agisse de la conduite des installations ou de leur maintenance. La qualité du travail est aussi un facteur essentiel dans la maîtrise des coûts.

Toutefois, si ces objectifs sont conciliables dans la très grande majorité des cas, il peut arriver qu'il y ait contradiction, apparente ou non, entre eux.

Il est alors indispensable, pour une exploitation sûre du parc nucléaire, que la décision de faire, de différer ou de ne pas faire telle ou telle opération, soit prise en toute connaissance de cause par un responsable clairement identifié (et représentant, juridiquement parlant, l'exploitant nucléaire qu'est le Directeur Général d'EDF).

L'organisation d'EDF

EDF s'est donc organisé, que ce soit pour la sûreté nucléaire ou la radioprotection, de

façon à afficher clairement, en interne et en externe, les niveaux de responsabilité, la manière dont celle-ci peut s'exercer et le contrôle associé.

Trois niveaux existent :

- celui de la direction générale, avec le directeur général délégué plus spécialement chargé des aspects propres à l'exploitation nucléaire ;
- celui de la direction de l'exploitation du parc nucléaire, dont le directeur a délégation directe du directeur général en matière de sûreté et de radioprotection ;
- celui de l'unité d'exploitation où le chef de site est le responsable local de la sûreté et de la radioprotection du Centre Nucléaire de Production d'Electricité (CNPE) qu'il dirige.

Pour exercer efficacement la responsabilité en matière de sûreté et de radioprotection, chacun de ces trois niveaux comporte des instances de conseil et une instance de contrôle, ainsi qu'un système d'information adapté.

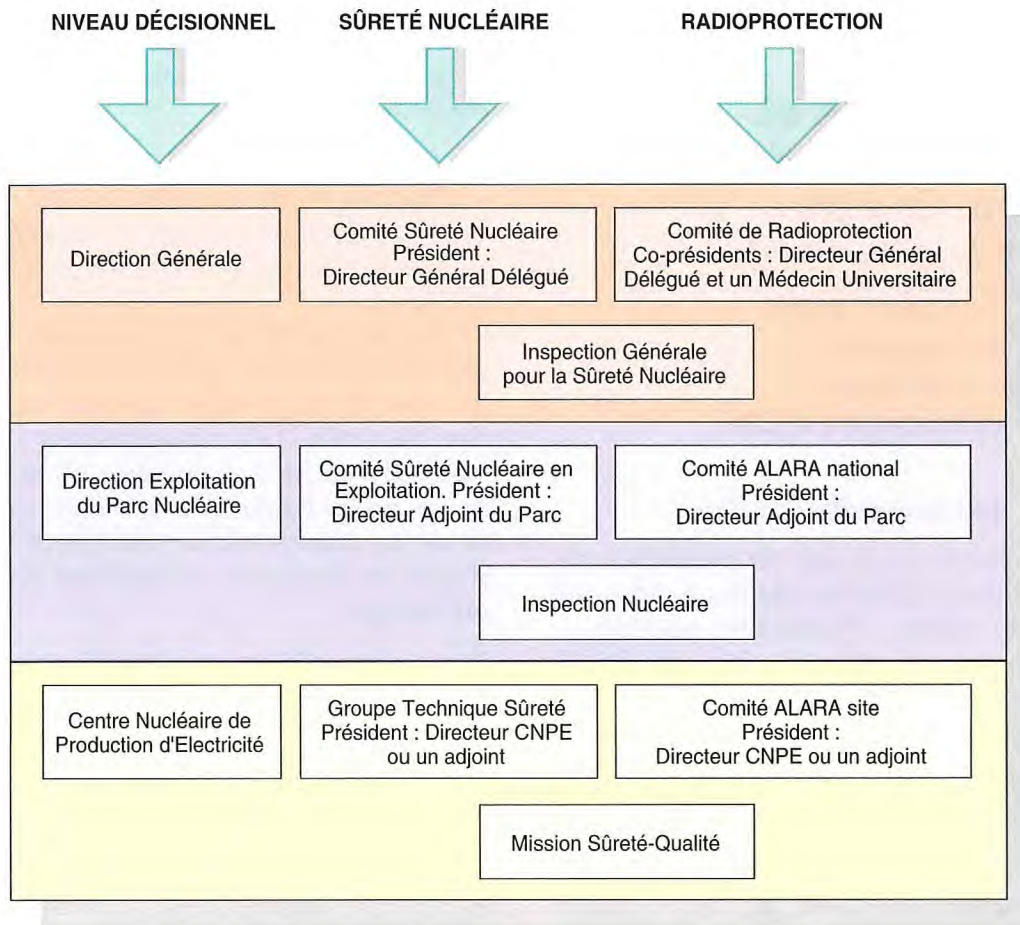
Le schéma en encadré montre comment les comités (comité de sûreté nucléaire, comité de radioprotection, comités ALARA national et locaux, groupes techniques de sûreté) sont présidés soit directement par le directeur soit par un de ses adjoints. De cette façon, les décisions sont prises en toute connaissance de cause, après consultation des experts concernés.

A chaque niveau est rattachée une instance de contrôle (inspection générale pour la sûreté nucléaire pour la direction générale, inspection nucléaire pour la direction de l'exploitation du parc nucléaire, mission sûreté qualité pour les CNPE).

Le fait que la même personne préside ces instances et puisse prendre puis contrôler les décisions dans les deux domaines garantit que les considérations de sûreté ET de radioprotection sont bien prises en compte.

S'ajoutent d'ailleurs, à cette organisation interne à l'entreprise, des contrôles externes. Il s'agit :

- des contrôles internationaux comme, par exemple, les OSART (Operational Safety Review Team) organisés par l'AIEA (Agence Internationale pour l'Energie Atomique) à la demande des autorités nationales



Organisation du contrôle de la sécurité et de la radioprotection à EDF

concernant toujours tous les aspects de l'exploitation du CNPE contrôlé, dont, en premier lieu, la sûreté ET la radioprotection ;

- des contrôles exercés par les Pouvoirs Publics.

Le système d'information permet de donner au responsable décideur et à ses appuis les éléments dont ils ont besoin. Les applications et les banques de données telles que SAPHIR (Système d'Analyse par l'Historisation pour le Retour d'Expérience) rassemblent les données relatives aux événements survenus sur le parc, et totalisent ainsi l'équivalent de 600 années de fonctionnement des réacteurs. Les fichiers permettant le suivi dosimétrique (systèmes DOSINAT et DOSIMO) des intervenants EDF et prestataires sont les outils indispensables à la réduction des doses.

Relations avec les autorités

Les pouvoirs publics sont organisés pour assurer le nécessaire contrôle de l'exploitant

nucléaire pour la sûreté et la radioprotection. Là aussi, on trouve des décideurs, des appuis et des inspecteurs soit au niveau national, soit au niveau régional.

Certaines décisions de l'exploitant sont en outre soumises à l'accord préalable des Autorités de sûreté et/ou de radioprotection.

Quel est le souhait de l'exploitant dans ce cas ?

EDF est organisé pour prendre des décisions en tenant compte des paramètres sûreté ET radioprotection. De la même façon, il est nécessaire que les Pouvoirs Publics soient organisés pour coordonner les aspects sûreté ET radioprotection.

Prenons l'exemple des contrôles des couvercles de cuve des réacteurs suite à la découverte, en 1991, d'un début de fissuration d'un adaptateur, pièce permettant de faire passer les barres de contrôle à travers le couvercle. Il illustre le caractère complexe de la situation car de nombreux fac-

teurs entrent en ligne de compte dans le processus décisionnel. L'Autorité de sûreté a demandé la réalisation de contrôles systématiques dans des délais extrêmement courts avec les moyens disponibles du moment. Dans ce contexte, EDF a dû rapidement proposer une stratégie cohérente conjuguant :

- les demandes de la DSIN pour préciser la gravité des défauts ;
- la limitation des expositions aux rayonnements ionisants ;
- les contraintes économiques.

Des délais, plus ou moins importants, étaient indispensables pour développer les robots, former les opérateurs sur des maquettes et développer des protections biologiques efficaces.

Dans l'attente, des moyens d'inspection plus « rudimentaires » ont été mis en œuvre, parfois au prix de doses élevées pour les opérateurs, même si – la suite l'a montré – l'état réel des couvercles ne justifiait probablement pas une telle urgence (les premiers contrôles sur les tranches américaines, plus anciennes, n'ont débuté que deux ans après, lorsque les robots étaient disponibles et fiables).

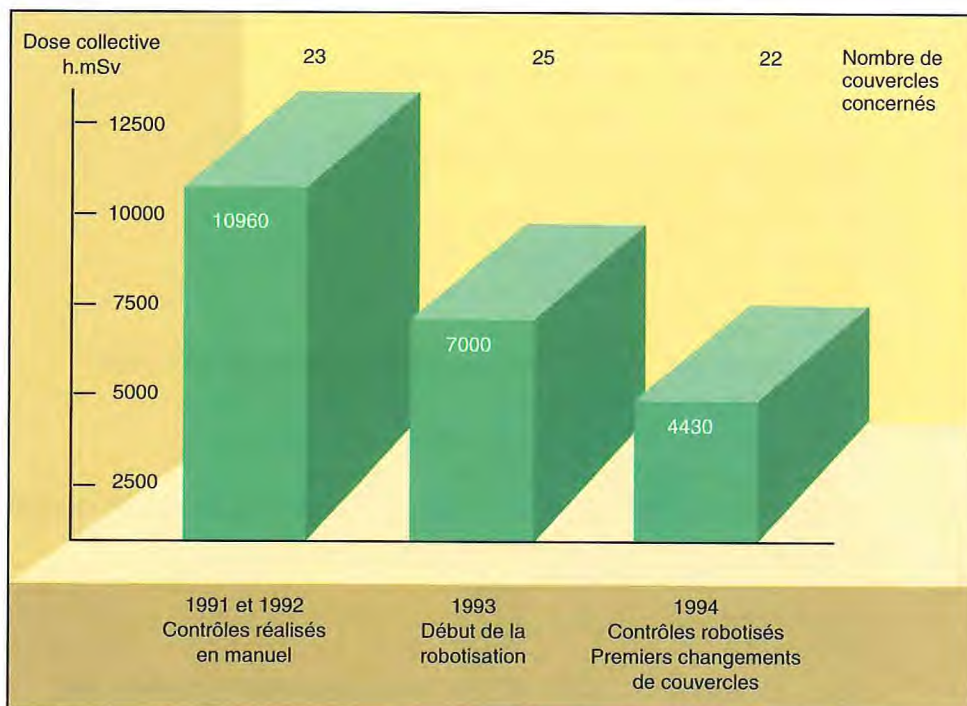
On voit à travers cet exemple que le lien entre sûreté (sûreté immédiate et sûreté à

terme) ET radioprotection aurait pu être mieux pris en compte. La sûreté immédiate nécessitait certes un suivi des contrôles, la sûreté à terme nécessitait des interventions (les couvercles affectés sont remplacés). Mais la radioprotection aurait gagné à ce que des opérations coûteuses en doses ne soient entreprises qu'après la mise au point des robots permettant la limitation des expositions (cf. figure ci-dessous).

On constate l'importance de la coordination des domaines de la sûreté et de la radioprotection, que ce soit chez l'exploitant ou au sein des pouvoirs publics qui en assurent le contrôle.

Ceci passe par la connaissance globale chez les décideurs de l'ensemble des aspects (culture de sûreté et culture de radioprotection), par des systèmes décisionnels clairs et par des instances d'expertise bien identifiées et correctement positionnées.

Pour la sûreté, ceci nécessite l'utilisation de référentiels bien établis ainsi que la hiérarchisation des questions et donc des mesures à prendre ; pour la radioprotection, ceci exige la mise en œuvre du principe ALARA (As Low As Reasonably Achievable). C'est, dans les deux cas, de l'optimisation.



Evolution du coût dosimétrique des interventions sur les couvercles de cuves

Liste des sigles et abréviations utilisés

- AFCN : Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire (BEL)
- AIEA : Agence Internationale de l'Energie Atomique
- ALARA : As Low As Reasonably Achievable
- ANDRA : Agence Nationale pour la gestion des Déchets Radioactifs (FR)
- CEA : Commissariat à l'Energie Atomique (FR)
- CERN : Centre Européen pour la Recherche Nucléaire
- CIINB : Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de Base (FR)
- CIPR : Commission Internationale de Protection Radiologique
- CNPE : Centrale Nucléaire de Production d'Electricité
- COGEMA : Compagnie Générale des Matières Nucléaires (FR)
- CPN : Centre de Production Nucléaire (à présent CNPE)
- CSSIN : Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaire (FR)
- DAM : Direction des Applications Militaires (FR)
- DES : Département d'Evaluation de Sûreté (FR)
- DoE : Department of Environment (GB)
- DRIRE : Direction Régionale de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement (FR)
- DSIN : Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (FR)
- DSN : Division principale de la Sécurité des installations Nucléaires (CH)
- EDF : Electricité de France
- EPFL : Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne
- EURATOM : Communauté Européenne de l'Energie Atomique
- HSC : Health and Safety Commission (GB)
- HSE : Health and Safety Executive (GB)
- HSWA : Health and Safety at Work Act (GB)
- ICPE : Installations Classées pour la Protection de l'Environnement (FR)
- INB : Installations Nucléaires de Base (FR)
- INBS : Installations Nucléaires de Base Secrètes (FR)
- IN2P3 : Institut National de Physique Nucléaire et de Physique des Particules (FR)
- IPS : Institut Paul Scherrer (CH)
- IPSN : Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (FR)
- IRR : Ionising Radiation Regulations (GB)
- MAFF : Ministry of Agriculture, Fishing and Food (GB)
- NIA : Nuclear Installations Act (GB)
- NII : Nuclear Installations Inspectorate (GB)
- NRC : Nuclear Regulatory Commission (USA)
- NRPB : National Radiological Protection Board (GB)
- NSD : Nuclear Safety Division (GB)
- OCDE : Organisation de Coopération et de Développement Economique
- OFEN : Office Fédéral de l'Energie (CH)
- OFSP : Office Fédéral de la Santé Publique (CH)
- OMS : Organisation Mondiale de la Santé
- OPECST : Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques (FR)
- OPRI : Office de Protection contre les Rayonnements Ionisants (FR)
- OSART : Operational Safety Review Team
- PPI : Plan Particulier d'Intervention
- SAPs : Safety Assessment Principles (GB)
- SCPRI : Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants (FR)
- SCSIN : Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (FR)
- UNSCEAR : United Nations Committee on the Effects of Atomic Radiation

« CONTROLE »

LA REVUE DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE »

BULLETIN D'ABONNEMENT*

A renvoyer à : DSIN – 99, rue de Grenelle – 75353 Paris 07 SP – Fax (1) 43.19.48.69

NOM

Prénom

Société ou organisme

Division ou service

Fonction

Adresse

Code postal Ville Pays

Afin de nous aider à mieux connaître nos lecteurs, merci de bien vouloir répondre aux deux questions ci-après :

1. *Travaillez-vous dans le secteur nucléaire ?*

Oui Non

2. *A laquelle de ces catégories appartenez-vous ?*

- | | |
|--|---|
| <input type="checkbox"/> Élu | <input type="checkbox"/> Enseignant |
| <input type="checkbox"/> Journaliste | <input type="checkbox"/> Chercheur |
| <input type="checkbox"/> Membre d'une association
ou d'un syndicat | <input type="checkbox"/> Étudiant |
| <input type="checkbox"/> Représentant de l'administration | <input type="checkbox"/> Particulier |
| <input type="checkbox"/> Exploitant d'une installation nucléaire | <input type="checkbox"/> Autre (préciser) : |
| <input type="checkbox"/> Industriel
(autre qu'exploitant nucléaire) | |

* Abonnement gratuit.

CONTRÔLE, la revue de l'Autorité de sûreté nucléaire,

est publiée par le ministère de l'industrie,
101 rue de Grenelle, 75353 Paris 07 SP. Diffusion : Tél. (1) 43.19.30.89

Directeur de la publication : André-Claude LACOSTE, directeur de la sûreté des installations nucléaires

Rédacteur en chef : Danièle GERSTER

Assistante de rédaction : Christine MARTIN

Coordination du dossier : Philippe SAINT RAYMOND

Photos : IMAGE BANK (J. BELMORE, E. SCHUSTER, H. WENDLER) ROGER-VIOLLET, FRAMATOME (J.P. SALOMON, R. QUATRAIN),
EDF (M. BRIGAUD, C. CIEUTAT, G. JAUMOTTE, Y. MORAT), OPRI (LES FILMS ROGER LEENHARDT), J. RABOUHAMS

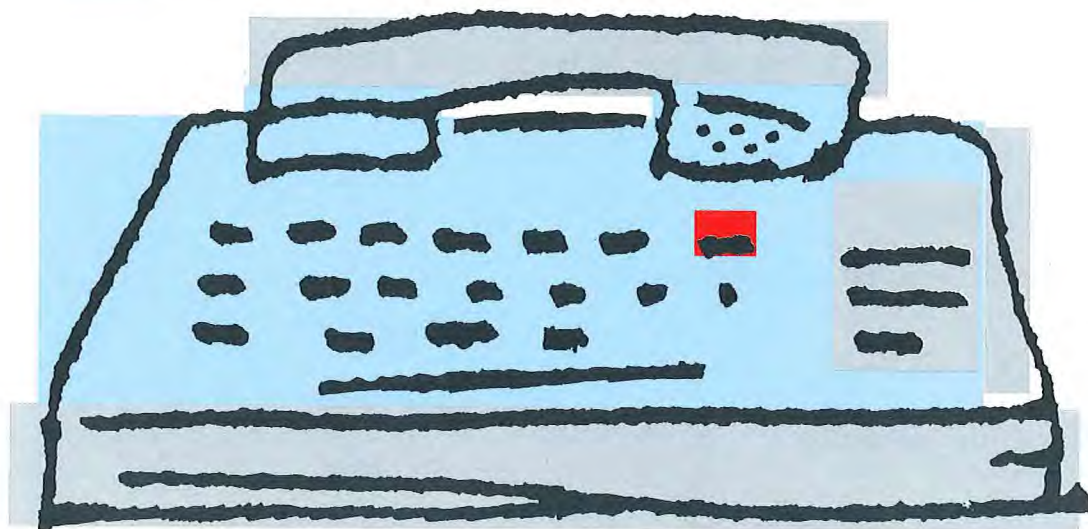
ISSN : 1254-8146

Commission paritaire : 1294 AD

Maquette : ROHMER RAYNAUD RICHEL BLONDEL Paris

Imprimerie : Louis-Jean, BP 87, GAP Cedex

Le magazine télématique Magnuc



Une information de l'Autorité de sûreté nucléaire,
mise à jour toutes les semaines,
en temps réel si nécessaire.

En France : 36 14

A l'étranger : 33 36 43 14 14

Code : MAGNUC