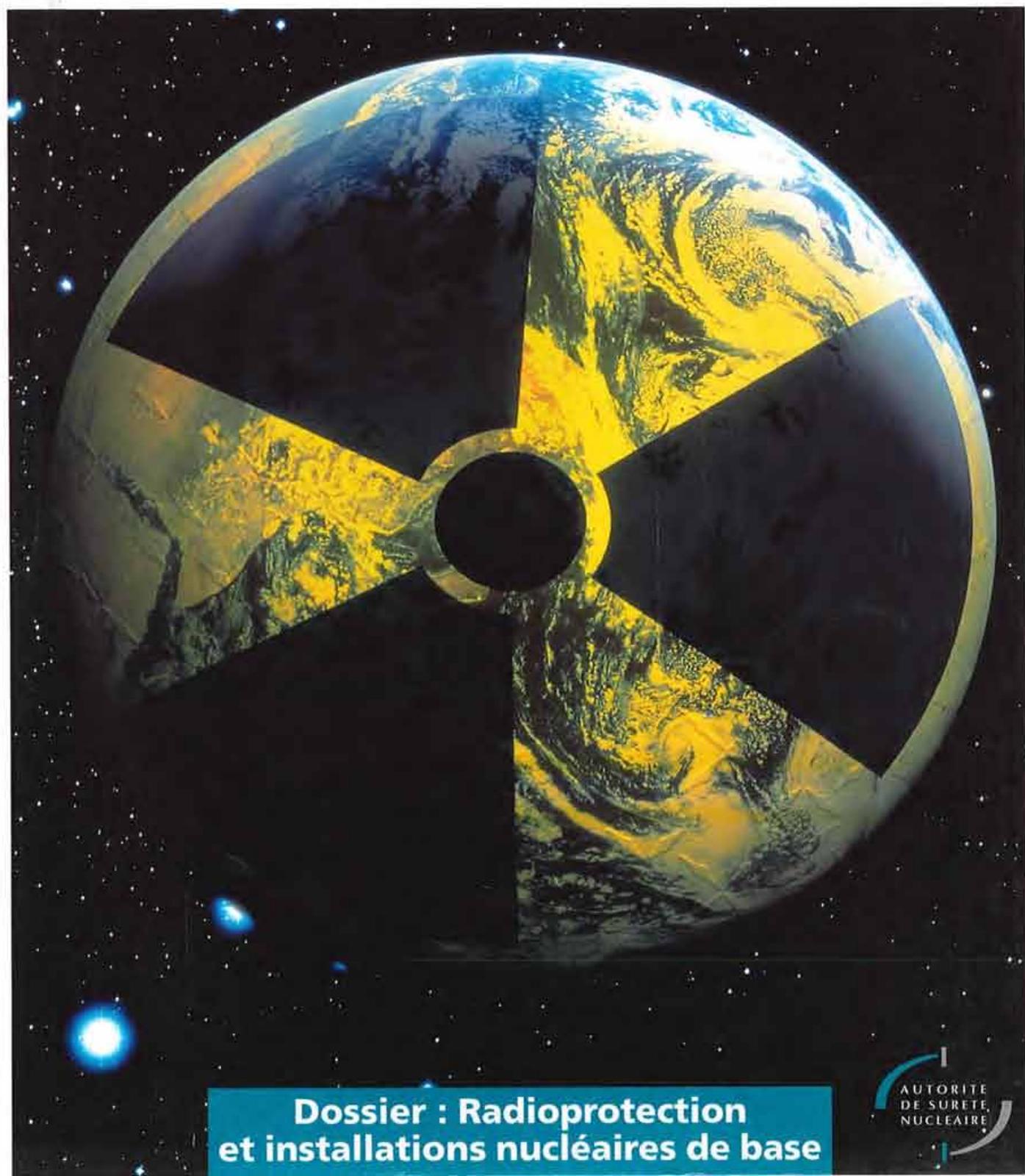


CONTROLÉ

LA REVUE
DE L'AUTORITÉ
DE SÛRETÉ
NUCLÉAIRE
N° 123
JUIN 98



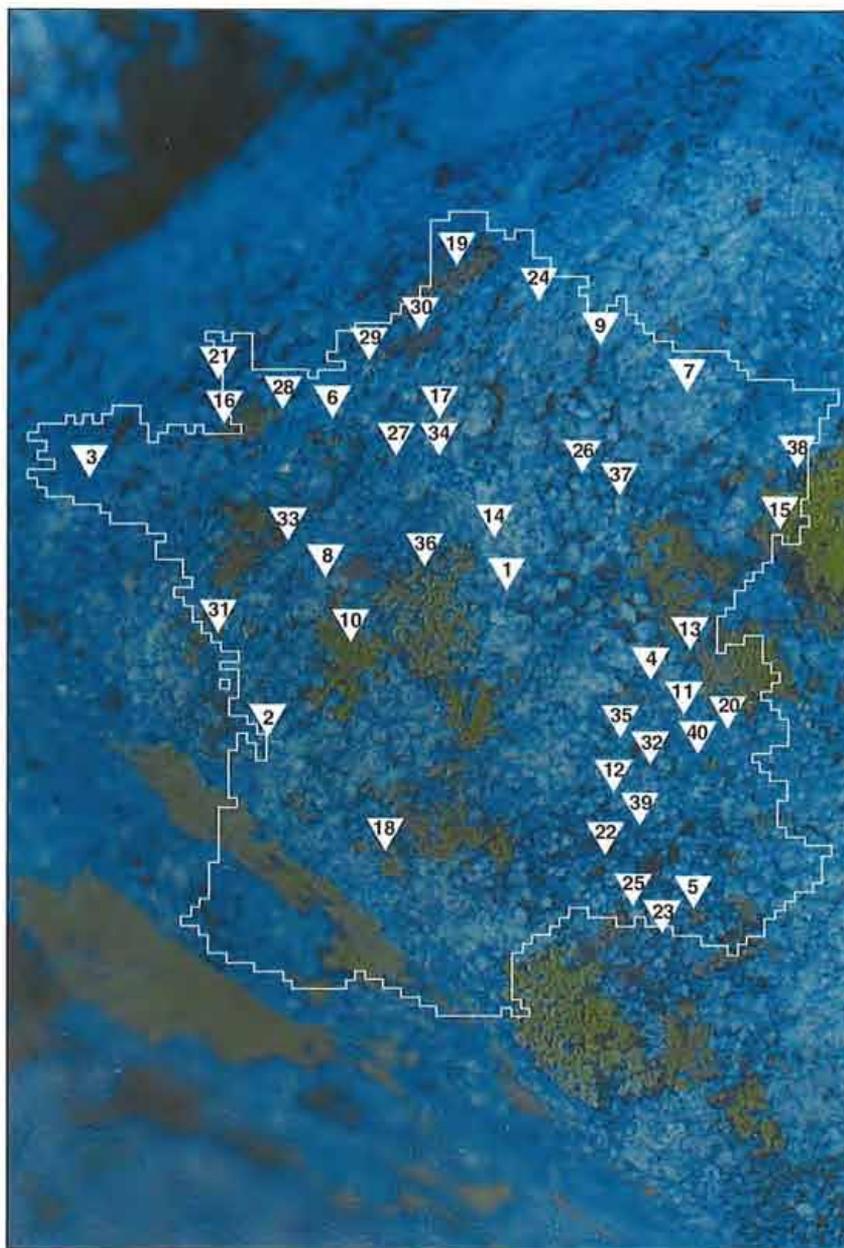
**Dossier : Radioprotection
et installations nucléaires de base**



AUTORITÉ
DE SÛRETÉ
NUCLÉAIRE

Les installations

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



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

La revue Contrôle est la revue de l'Autorité de sûreté nucléaire, et c'est pour le moment la tradition en France de séparer, sur le plan administratif, sûreté et radioprotection. Qui ne voit cependant que, sur le plan technique, sûreté et radioprotection sont intimement liées ? La revue des incidents survenant dans les installations nucléaires, qui occupe la majorité de la première partie de Contrôle, inclut des incidents qui concernent uniquement la radioprotection ; les Commissions locales d'information, dont l'activité remplit une bonne part de la rubrique En bref... France, se préoccupent beaucoup de surveillance de l'environnement et de radioprotection ; le contrôle des transports de matières radioactives, activité nouvelle de l'Autorité de sûreté à laquelle a été consacré un récent dossier de Contrôle, soulève des problèmes quotidiens de radioprotection.

Il n'a donc pas paru déplacé, près de 3 ans après avoir consacré un de nos dossiers à l'organisation du contrôle de la sûreté et de la radioprotection, de choisir comme thème du dossier d'aujourd'hui la radioprotection dans les installations nucléaires de base. Sûreté et radioprotection ne peuvent que marcher de pair dans ces installations, et le contrôle de l'une ne peut que renforcer le contrôle de l'autre.

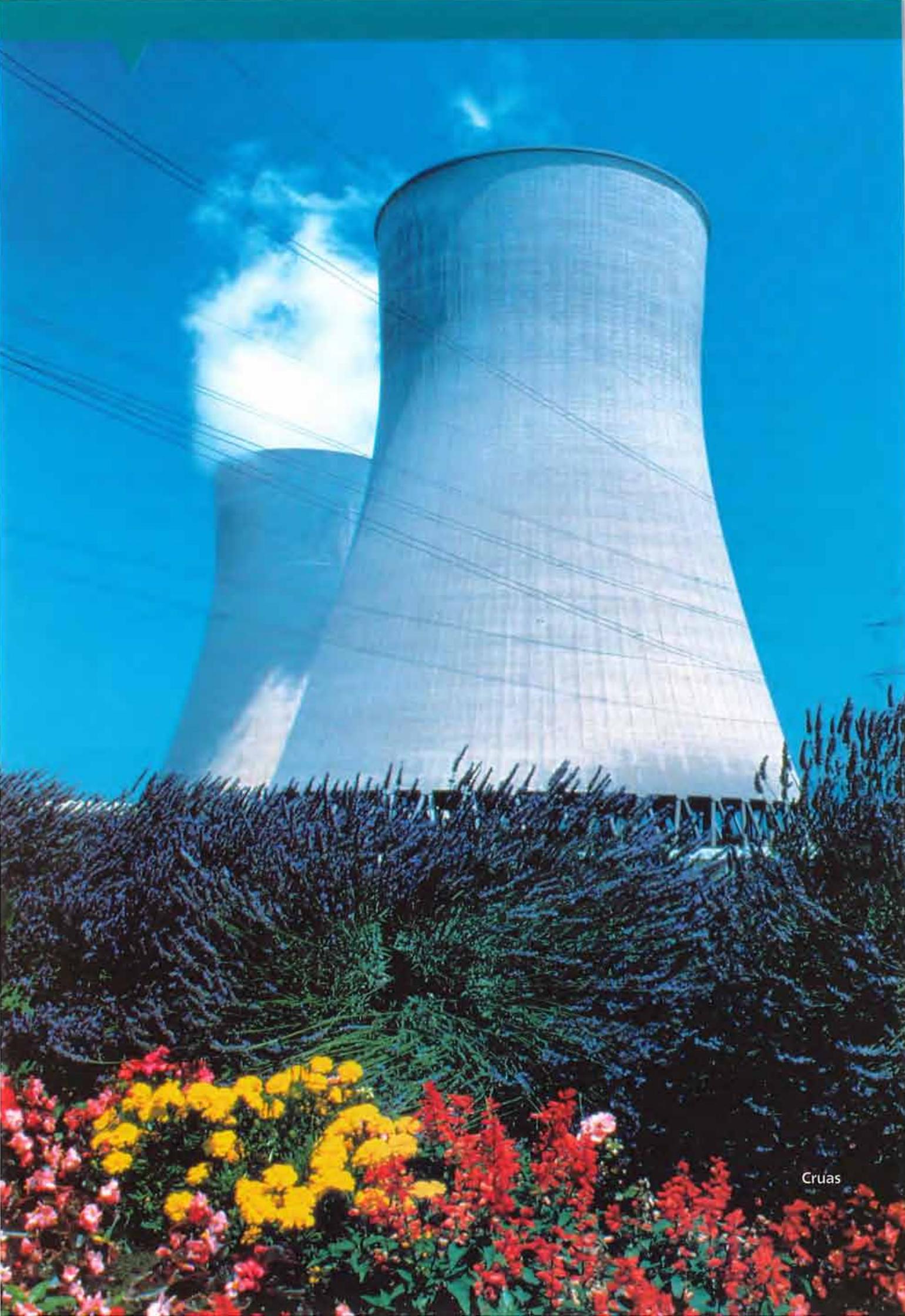
Aussi bien les articles, de provenance diverse, rassemblés dans ce numéro, que les événements rapportés par la presse ces dernières semaines, illustrent cette indispensable synergie.

André-Claude Lacoste
 Directeur de la sûreté
 des installations nucléaires

Sommaire

- 3** Les installations
- 21** Le transport des matières radioactives
- 23** En bref... France
- 25** Relations internationales
- 31** Dossier :
Radioprotection et installations nucléaires de base





Les installations

Au cours des mois de mars et avril, 17 événements ont été classés au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES, dont 14 dans les centrales et 3 dans les autres installations. Ces événements ont tous fait l'objet d'une information dans le magazine télématique (3614 MAGNUC) et sont repris ci-après. Les événements classés au niveau 0 de l'échelle INES ne sont pas systématiquement rendus publics par l'Autorité de sûreté. Quelques-uns sont néanmoins signalés : il s'agit d'événements qui, bien que peu importants en eux-mêmes, sont soit porteurs d'enseignements en termes de sûreté, soit susceptibles d'intéresser le public et les médias.

Par ailleurs, 102 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 le ou les différents exploitants d'un même site géographique.

Anomalie générique – Dégradation des dispositifs antisismiques du système de relayage assurant l'alimentation électrique des automatismes des réacteurs

Le 23 mai 1997, alors que le réacteur 4 de Bugey était en cours de redémarrage, l'exploitant a constaté la rupture de trois silent-blocs (dispositifs antisismiques) du système de relayage.

Le système de relayage assure l'alimentation électrique des automatismes du réacteur. Le bâti abritant ce système est fixé au moyen de silent-blocs qui sont des plots antivibratoires destinés à assurer la tenue au séisme du système de relayage. Un défaut de ces dispositifs antisismiques peut conduire en cas de séisme à un mauvais fonctionnement des automatismes concernés.

La rupture des silent-blocs a été provoquée par le vieillissement de l'élastomère qui les constitue.

Des investigations ultérieures menées sur les réacteurs 2 et 5 de Bugey ont montré l'existence de dégradations similaires sur d'autres silent-blocs.

Un contrôle identique réalisé sur les réacteurs 1 et 2 de Fessenheim le 4 février 1998 a mis en évidence le même défaut. L'ensemble des réacteurs du parc pourrait être affecté. La DSIN considère que ces anomalies, si elles n'ont pas de conséquences immédiates sur la sûreté des réacteurs, doivent faire l'objet d'un suivi rigoureux par l'exploitant.

A la suite de l'incident de Bugey, la DSIN a demandé à EDF de :

- lui transmettre les résultats des investigations réalisées sur le parc ;
- lui transmettre l'état d'avancement de l'analyse d'un nouveau dispositif de supportage des châssis de relayage qualifié au séisme, afin de

permettre une remise en conformité des réacteurs ;

– préciser sa stratégie de traitement de ces anomalies, et notamment les délais fixés pour la réalisation des premières actions correctives.

EDF a engagé des investigations pour recenser systématiquement par palier les fixations de ce type.

En raison du constat sur plusieurs réacteurs d'une dégradation affectant le dispositif de tenue au séisme, et sous réserve des résultats des investigations engagées, ces anomalies sont classées au **niveau 1** de l'échelle INES.



Belleville (Cher)

► Centrale EDF

Ensemble du site

La **réunion annuelle** entre la direction du site et la Division des installations nucléaires a eu lieu le 25 mars. Cette réunion a été l'occasion de faire le bilan de l'année écoulée sur les aspects intéressant la sûreté, l'environnement et les prestataires. Les perspectives pour l'année à venir ont également été évoquées.

L'**inspection** du 18 mars a permis d'examiner l'organisation mise en place pour surveiller les capteurs importants pour la sûreté et leurs contrôles métrologiques.

Lors de l'**inspection** du 1^{er} avril, l'organisation mise en place par l'exploitant pour élaborer le programme des travaux du prochain arrêt a été examinée. La bonne programmation des différents travaux ainsi que les écarts et leurs justifications ont été vérifiés par sondage.

L'**inspection** du 7 avril a permis d'examiner l'organisation et les relations entre l'ingénierie et la maintenance du site et les relations de ces deux entités avec les services centraux.

Le 24 avril, une **inspection** inopinée a permis de vérifier le respect des spécifications techniques d'exploitation sur les deux réacteurs.



Blayais (Gironde)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 8 avril a porté sur les modalités de réalisation, par la mission sûreté/qualité du site, des contrôles externes des activités importantes pour la sûreté. Le bilan des actions de vérification effectuées en 1997 et l'analyse de leurs résultats ont été examinés, ainsi que l'élaboration et le contenu du programme de surveillance, pour 1998.

L'**inspection** du 23 avril a permis d'examiner les mesures mises en œuvre par l'exploitant pour se conformer aux dispositions du décret n° 75-306 modifié (protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants dans les installations nucléaires de base) et de la directive EDF 82 (contrôles radiologiques effectués en sortie de zone contrôlée et de site).

Réacteur 2

Le réacteur a été mis à l'arrêt le 11 avril pour visite partielle et rechargement en combustible.

Un **incident** est survenu le 12 avril : lors de la mise à l'arrêt du réacteur pour visite partielle et rechargement du combustible, le niveau d'un réservoir du circuit de refroidissement de la piscine de stockage du combustible (circuit PTR) est passé sous le niveau requis par les spécifications techniques d'exploitation (STE).

Le circuit PTR assure le refroidissement de la piscine de stockage du combustible. Il est constitué de deux voies, dont une de secours, alimentées en eau borée par un réservoir dont la contenance minimale, requise par conception et inscrite dans les STE, est de 1600 m³.

Lors de la mise à l'arrêt du réacteur, le fluide primaire, sous l'effet d'un fort refroidissement, se contracte d'un volume d'environ 80 m³ qu'il faut compenser par des ajouts d'eau borée.

Le 12 avril, alors que les opérateurs avaient décidé d'utiliser le circuit PTR pour compenser ce phénomène de contraction, une alarme est apparue en salle de commande pour les prévenir que le volume minimal requis dans le réservoir PTR allait être atteint. Afin de ne pas atteindre la limite de 1600 m³, une alarme apparaît lorsque la réserve d'eau n'est plus que de 1650 m³. Cette alerte implique la mise en œuvre d'une consigne détaillant les actions correctrices à engager.

Une vigilance et une rigueur insuffisantes dans l'application de cette consigne ont provoqué le franchissement de la limite spécifiée, et par conséquent la déclaration d'un incident significatif initialement classé au niveau 0.

L'analyse précise de l'incident, menée parallèlement par l'Autorité de sûreté et l'exploitant, a toutefois mis en évidence une succession d'erreurs humaines dans l'utilisation des procédures, dans les actions de surveillance et dans la communication entre équipes. Cette accumulation d'erreurs constitue un facteur additionnel pour « défaut de culture de sûreté » qui justifie le reclassement de cet incident au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'**inspection** du 20 avril a permis d'examiner les causes et conséquences des incidents survenus le 11 avril (arrêt automatique du réacteur consécutif à une intervention sur une sonde mesurant le flux nucléaire) et le 12 avril (niveau de bache PTR « traitement et refroidis-

sement de l'eau des piscines » inférieur à la valeur fixée par les spécifications techniques d'exploitation).

Réacteur 3

Un **incident** est survenu le 3 février : alors que le réacteur était en phase de montée en puissance, les limites de fonctionnement imposées par les spécifications techniques d'exploitation (STE) ont été dépassées.

Afin que le cœur ne subisse pas de dommage notable en cas d'accident, par exemple en cas de brèche sur le circuit primaire, la différence de flux neutronique entre le haut et le bas du cœur ne doit pas être trop importante. A cet effet, les STE définissent, au moyen d'un « diagramme de pilotage », les limites à respecter en fonction de la puissance délivrée par le cœur.

Pour contrôler la réaction nucléaire dans le cœur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux :

- ajuster la concentration en bore dans l'eau du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire ;
- introduire les grappes de commande dans le cœur ou les en retirer.

Il convient, en marche normale du réacteur, de maintenir certaines grappes à un niveau suffisant, fixé par les spécifications techniques, d'une part pour que leur chute puisse étouffer efficacement la réaction nucléaire en cas d'arrêt d'urgence, d'autre part pour assurer une bonne répartition du flux de neutrons.

Le 3 février, la puissance du réacteur était réglée à la moitié de sa valeur nominale (50 %) pour réaliser un essai périodique d'évaluation des performances des grappes de commande. A la fin de cet essai et lors de la remontée en puissance, en raison d'une mauvaise appréciation de l'évolution du cœur par les opérateurs, la puissance a été stabilisée à un niveau légèrement supérieur à la valeur nominale (102 %). Les opérateurs ont alors entrepris une borication suivie d'une action sur les grappes de commande pour ramener la puissance à 100 %. La conjonction de ces deux actions sur la répartition du flux neutronique a provoqué l'arrêt automatique du réacteur, les opérateurs ayant mal anticipé l'évolution des phénomènes physiques générés par leurs actions.

Cet incident, initialement classé au niveau 0 de l'échelle INES, a été reclassé après analyse par l'exploitant au **niveau 1** pour non-respect des spécifications techniques d'exploitation (STE).



Brennilis (Finistère)

Centrale des Monts d'Arrée (EL4)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **approuvé** le dossier transmis par l'exploitant présentant les filières d'élimination des déchets conventionnels engendrés par les travaux de démantèlement de l'installation (lettre du 27 avril). Ce dossier est un des constituants de l'étude déchets, approuvée dans sa globalité le 29 août 1997 (cf. Contrôle n° 119), et dont la transmission était prescrite par le décret du 31 octobre 1996 autorisant le démantèlement de l'ancien réacteur à eau lourde EL4, arrêté définitivement en 1985.



Bugey (Ain)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Au cours d'une **réunion** tenue le 31 mars, l'exploitant a commenté aux représentants locaux de l'Autorité de sûreté le bilan annuel de sûreté du site. Les problèmes de radioprotection, de réglementation du travail, de retour d'expérience concernant les incidents, d'organisation en cas de crise, de propreté des chantiers d'arrêt de réacteur et surtout de sûreté ont été particulièrement développés.

Réacteur 1 (filière uranium naturel-graphite-gaz)

Dans le cadre des opérations de mise à l'arrêt de l'installation, l'exploitant a commencé le chantier d'assainissement de la piscine des combustibles. Il poursuit par ailleurs les travaux de confinement du caisson ainsi que le démontage des ma-

tériels de la partie conventionnelle. Il a entrepris l'établissement des analyses de sûreté préalables à la réalisation des travaux de démontage des matériels extérieurs au caisson (notamment le circuit de traitement du CO₂ et le dispositif principal de maintenance).

Réacteurs 2, 4 et 5

L'inspection du 17 avril a porté sur les matériels des systèmes de surveillance neutronique des réacteurs. Elle a été centrée sur l'historique de l'état des matériels, le retour d'expérience, les essais de surveillance du vieillissement des détecteurs, et la maintenance. Une information synthétique a été présentée par l'exploitant sur la rénovation des matériels.

Réacteur 3

Le réacteur a été arrêté le 11 avril pour procéder au renouvellement partiel du combustible et à des opérations de maintenance. La durée de cet arrêt devrait être de 31 jours.

L'inspection du 16 avril, effectuée lors de l'arrêt du réacteur, a permis d'examiner l'organisation mise en place par l'exploitant pour résoudre les problèmes de thermohydraulique locale de certaines tuyauteries du circuit d'injection de sécurité et de faire le point sur les premiers résultats obtenus.

5

Cadarache (Bouches-du-Rhône)

► Centre d'études du CEA

Ensemble du site

La Commission locale d'information s'est réunie les 9 et 16 mars et le 23 avril (cf. En bref... France).

L'inspection du 7 avril a été consacrée aux services techniques du CEA de Cadarache, prestataires des INB pour la réalisation des contrôles et essais périodiques des éléments importants pour la sûreté (services techniques/groupe exploitation et maintenance, service informatique et télécommunication/groupe télésurveillance et sécurité). L'inspection a permis de faire le point sur les conventions entre INB et services

prestataires, et d'examiner par sondage la qualité de l'organisation mise en place ; le nouveau système informatique de gestion de la maintenance assistée par ordinateur (GMAO) a été consulté.

L'inspection du 29 avril, poursuivant les investigations engagées lors de l'inspection du 7 avril, a été consacrée aux alimentations électriques du Centre et des INB implantées sur le site. Les inspecteurs ont fait le point de l'évolution des installations électriques et des documents définissant les relations entre les INB et le Centre en ce qui concerne les alimentations normales et de secours.

Réacteur Rapsodie et Laboratoire de découpage des assemblages combustibles (LDAC)

L'inspection du 30 avril a porté sur l'application des consignes d'exploitation et les contrôles périodiques. Le point a été fait sur la maîtrise des prestataires et la gestion des déchets sur l'installation.

Réacteur Masurca

Un incident est survenu le 12 mars : lors du démontage d'un élément de plaquettes de combustible UO₂-PuO₂ dans la salle de chargement des éléments combustibles du réacteur, l'un des deux agents qui procédaient à l'opération a été légèrement contaminé.

Le réacteur expérimental Masurca est une maquette critique destinée, en particulier, à réaliser des études neutroniques expérimentales sur différents types d'assemblages ; les éléments combustibles tubulaires sont constitués par empilement de plaquettes ou de réglettes contenant chacune, au sein d'une enveloppe étanche, suivant le cas, de l'uranium et/ou du plutonium sous diverses formes (métallique ou oxyde, avec des enrichissements variables).

Le 13 mars, trois agents ont été chargés de rechercher la source de contamination. Ces agents ne portaient pas de protection respiratoire ; l'un d'eux a été contaminé.

Un défaut d'étanchéité d'une gaine de combustible, vraisemblablement à l'origine de l'incident, a été découvert. Des investigations sont en cours pour déterminer les causes de ce défaut.

Par ailleurs, les deux agents contaminés sont soumis à des examens

médicaux complémentaires afin de confirmer l'aspect bénin des contaminations diagnostiquées lors des premiers examens auxquels ils ont été soumis.

L'absence de protection respiratoire des agents révèle un manque de culture de sûreté, justifiant le classement de cet incident au niveau 1 de l'échelle INES.

Parc d'entreposage des déchets solides

L'inspection du 31 mars a porté sur la prévention du risque d'incendie, notamment en ce qui concerne le suivi des recommandations formulées lors de précédentes inspections, l'organisation des premières interventions, les permis de feu et l'application des consignes de sécurité.

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

L'inspection du 18 mars a permis d'examiner le respect des documents de sûreté et l'état des alimentations électriques de l'installation, ainsi que les essais périodiques et opérations de maintenance mis en œuvre sur les différents équipements de ces alimentations.

Atelier de technologie du plutonium (ATPu)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé :

- l'amélioration de l'installation de ventilation, par un renforcement des dispositifs redondants et par l'implantation d'un nouveau système de contrôle-commande (lettre du 13 mars) ;
- la mise en service de la nouvelle ligne de gainage et du poste de contrôle de contamination (lettre du 3 avril) ;
- la mise en service de nouveaux équipements (dispositifs déportés de coupure de ligne) en vue de limiter les facteurs aggravants en cas de séisme (lettre du 23 avril).

L'inspection du 22 avril a permis de vérifier les aspects de sûreté relatifs au suivi physique des matières nucléaires, qui est le thème prioritaire pour l'année 1998. Lors de l'inspection en salle il a été procédé à un contrôle des référentiels mis en pla-

ce pour le suivi des matières en termes de gestion comptable et en ce qui concerne le suivi physique des transferts de matières au titre du risque de criticité. Une visite a notamment été effectuée pour vérifier le suivi informatique des transferts de matières ; dans un second temps, une vérification a été effectuée sur un poste de travail.

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

Le 11 février, le Groupe permanent d'experts chargé des usines a examiné le référentiel de sûreté de l'installation (cf. En bref... France).

L'inspection du 28 avril a été consacrée à un examen général de la gestion des alimentations électriques.

7

Cattenom (Moselle)

> Centrale EDF

Ensemble du site

L'inspection du 2 avril a permis de vérifier sur site le respect des dispositions contenues dans le dossier de demande d'autorisation, et des prescriptions relatives à l'unité mobile d'enrobage des résines échangeuses d'ions.

Réacteur 2

L'inspection du 3 mars a permis de vérifier l'application effective par l'exploitant d'un certain nombre de prescriptions de l'Autorité de sûreté dans le cadre de l'arrêt décennal du réacteur programmé à partir de mai.

Réacteur 3

Le réacteur, à l'arrêt depuis le 19 février pour visite partielle et rechargement en combustible, a redémarré le 8 avril.

Une inspection inopinée a été réalisée le 17 mars, alors que le réacteur était en cours de rechargement en combustible. Les inspecteurs se sont rendus dans les bâtiments du réacteur et du combustible afin d'examiner les interventions en cours et notamment les opérations de rechargement.

8

Chinon (Indre-et-Loire)

> Centrale EDF

Centrale A

Lors de l'inspection du 11 mars, l'état d'avancement du démantèlement du circuit primaire et des circuits annexes a été examiné.

Les chantiers en cours ont été visités.

Centrale B

La réunion annuelle entre la direction du site et la Division des installations nucléaires de la DRIRE a eu lieu le 27 mars. Cette réunion a permis de faire le point entre les deux directions sur le bilan de sûreté de l'année 1997, sur les conditions de travail, notamment la surveillance, la radioprotection et les horaires de travail des sociétés prestataires intervenant sur le site pendant les arrêts de réacteur.

L'inspection des 7 et 8 avril a permis de faire le point des engagements pris lors de la précédente visite en ce qui concerne la prévention du risque d'incendie et de contrôler l'organisation des équipes de deuxième intervention en cas d'incendie. Par ailleurs, les inspecteurs ont examiné les fiches d'action incendie, les permis de feu, la sectorisation et les calculs de potentiel calorifique.

L'inspection du 28 avril a porté sur la maintenance, l'exploitation, les modifications et les essais périodiques réalisés sur le circuit d'injection de sécurité et le circuit d'aspersion de l'enceinte du réacteur. Les inspecteurs ont examiné quelques événements marquants relatifs à l'exploitation de ces circuits.

Réacteur B1

Le réacteur est en prolongation de cycle depuis le 10 avril.

L'inspection du 11 mars a permis de faire le point sur l'application du recueil national et du recueil local pour la préparation de l'arrêt pour visite partielle et rechargement du réacteur qui aura lieu à partir de la fin du mois de mai. Les inspecteurs ont vérifié par sondage l'application de différents programmes de maintenance préventive.

Un incident est survenu le 12 avril : alors que le réacteur était en fonctionnement et que la réalisation d'un essai mensuel de manœuvrabilité des grappes de commande était en cours, l'exploitant a découvert que le réacteur fonctionnait en dehors des limites imposées par les spécifications techniques d'exploitation (STE) en ce qui concerne la position d'un groupe de grappes de commande.

Pour contrôler la réaction nucléaire dans le cœur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux :

- ajuster la concentration de bore dans l'eau du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire ;
- introduire les grappes de commande dans le cœur ou les en retirer, ces grappes contenant des matériaux absorbant les neutrons.

Lorsque le réacteur est en fonctionnement normal, il convient de maintenir certaines grappes à un niveau suffisant, fixé par les STE, pour que leur chute puisse étouffer efficacement la réaction nucléaire en cas d'arrêt automatique du réacteur et pour assurer une bonne répartition du flux de neutrons dans le cœur.

En l'occurrence, lors de la réalisation d'un essai mensuel de manœuvrabilité des grappes de commande, l'exploitant a découvert que le groupe de grappes en cause était inséré de 17 cm dans le cœur du réacteur alors qu'il aurait dû être totalement extrait. Cette anomalie existait depuis le 16 mars, date de redémarrage du réacteur après un arrêt automatique.

Dès la découverte de l'anomalie, le groupe de grappes concerné a été placé dans la position requise par les STE ; les mesures effectuées ensuite ont permis de s'assurer que le réacteur était resté dans les limites de fonctionnement autorisées.

En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation et compte tenu d'un défaut de qualité dans le processus de contrôle et de vérification depuis l'origine de l'anomalie, cet incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Réacteur B3

Le réacteur est en prolongation de cycle depuis le 23 avril.

Atelier des matériaux irradiés (AMI)

Lors de l'**inspection** du 24 mars, les inspecteurs ont examiné l'organisation mise en œuvre par l'exploitant pour assurer le suivi de ses prestataires, notamment en ce qui concerne le respect de l'arrêté qualité de 1984. Une visite des principaux locaux hors zone contrôlée a été effectuée.

L'**inspection** inopinée du 8 avril a permis de vérifier par sondage la bonne mise en œuvre d'engagements de chantiers décidés par l'exploitant (consignes temporaires et procédures).

Une visite du chantier d'assainissement des puits d'entreposage de déchets a eu lieu.

Magasin inter-régional (MIR)

L'**inspection** du 15 avril a permis de faire le point sur l'état du rapport de sûreté du magasin inter-régional d'entreposage de combustible neuf ainsi que sur l'application de la dernière version des règles générales d'exploitation. Par ailleurs, les inspecteurs ont fait le point sur le respect des engagements pris lors d'une inspection antérieure ; une visite générale de cette installation a été réalisée.

9

Chooz (Ardennes)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Projet de chloration des circuits de refroidissement : une réunion s'est tenue à la préfecture des Ardennes le 3 avril (cf. En bref... France).

Les représentants de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement de Champagne-Ardenne, de la Direction de la sûreté des installations nucléaires et de l'IPSN ont tenu leur **réunion annuelle** avec l'exploitant le 31 mars. Cette réunion a porté sur le bilan d'exploitation du site en 1997, les missions de contrôle et d'inspection de l'Autorité de sûreté et les priorités des différents acteurs pour l'année 1998.

Réacteur A

L'exploitant a poursuivi les travaux de mise à l'arrêt définitif de l'installation : retrait des équipements de la piscine de désactivation, démontages dans la partie conventionnelle, traitement et évacuation des déchets de la zone contrôlée. L'exploitant a entamé la réalisation de la seconde phase d'assainissement de la piscine de désactivation (vidange, traitement de l'eau, décontamination des parois).

Par ailleurs, la procédure relative à la création de l'INB-E est en cours d'instruction ; une **réunion de travail** s'est tenue à ce sujet le 13 mars entre les représentants de la Direction de la sûreté des installations nucléaires, de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement de Champagne-Ardenne, de l'IPSN et d'EDF. Certains travaux de transformation en vue de cette création sont en cours de préparation (ventilation, déplacement de l'exutoire de rejets gazeux, réseau d'exhaure, installations électriques).

Centrale B

L'**inspection** du 19 mars a porté sur le retour d'expérience issu des incidents intervenus au cours de l'année 1997. Les inspecteurs ont contrôlé l'organisation de la centrale pour l'analyse des incidents, la rédaction des rapports d'incidents et la mise en œuvre de actions correctives et des engagements consécutifs à ces incidents.

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le 19 mars le redémarrage des réacteurs B1 et B2, respectivement arrêtés depuis les 5 et 12 février pour dépassement du crédit d'heures autorisé de fonctionnement à puissance réduite. Le redémarrage de ces réacteurs a été différé pour procéder à des travaux sur les groupes turbo-alternateurs.

L'**inspection** du 9 avril a porté sur l'exploitation et la maintenance des systèmes d'injection de sécurité et d'aspersion dans l'enceinte. Les inspecteurs ont examiné l'organisation retenue par l'exploitant pour la réalisation des essais périodiques de ces systèmes et la mise en œuvre des programmes de maintenance préventive de leurs matériels.

Réacteur B 2

Un **incident** est survenu le 24 avril : alors que le réacteur était à l'arrêt, en procédant à une manœuvre prohibée par les spécifications techniques d'exploitation (STE), l'exploitant a rendu indisponible une voie du circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA).

Le circuit RRA assure, lors des phases d'arrêt du réacteur, la circulation et un maintien du niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'évacuer la chaleur résiduelle provenant du combustible encore présent dans le cœur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes (voies A et B) disposant chacune d'une pompe et d'un échangeur de chaleur. La chaleur est cédée, dans ces échangeurs, au circuit de refroidissement intermédiaire (RRI), d'où leur appellation d'échangeurs RRA/RRI.

Le jour de l'incident, l'exploitant a arrêté la pompe de la voie B du circuit RRA dans le cadre de la conduite du réacteur, puis a procédé à l'isolement du circuit RRI. Cette dernière manœuvre est prohibée par les STE dans l'état considéré du réacteur, parce qu'elle rend indisponible la voie concernée du circuit RRA en interrompant le refroidissement de l'échangeur RRA/RRI correspondant. Cette erreur est imputable à l'utilisation d'une consigne de conduite erronée : la consigne temporaire corrective mise en place antérieurement n'a pas été consultée. Dès la découverte de cette anomalie, l'exploitant a engagé la remise en service des matériels concernés. Les dispositions d'exploitation normale ont été rétablies dans un délai de trois heures et demie.

Compte tenu de la mise hors service de matériels requis par les STE et de la non-consultation de la consigne de conduite corrective, traduisant un manque de culture de sûreté, l'incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

10

Civaux (Vienne)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Réunion de la sous-commission « sûreté-environnement » de la CLI de

Civaux le 25 mars (cf. En bref... France).

L'**inspection** du 24 mars a porté sur la maintenance et l'exploitation des systèmes d'injection de sécurité (RIS) et d'aspersion de l'enceinte (EAS).

Réacteur 1

L'**inspection** du 3 avril avait pour but l'examen des tableaux électriques, des batteries et des onduleurs.

Réacteur 2

L'**inspection** du 2 avril a porté sur l'examen des procédures et des matériels requis pour la livraison et le stockage du combustible du réacteur (premier cœur).

11

Creys-Malville (Isère)

Réacteur Superphénix (à neutrons rapides)

L'**inspection** du 19 mars a porté sur les installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) et particulièrement sur l'installation d'entreposage des pièges froids secondaires qui a fait l'objet d'une autorisation par arrêté ministériel du 15 juillet 1997.

12

Cruas (Ardèche)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Au cours d'une **réunion** qui a eu lieu le 3 mars, l'exploitant a commenté aux représentants locaux de l'Autorité de sûreté le bilan annuel de sûreté du site. Les problèmes de radioprotection, de réglementation du travail, de retour d'expérience concernant les incidents, d'organisation en cas de crise et surtout de sûreté ont été abordés.

Réacteur 3

Le réacteur a été arrêté du 27 février au 4 avril pour procéder au renouvellement partiel du combustible et à des opérations de maintenance.

Son redémarrage a été autorisé par l'Autorité de sûreté le 31 mars.

L'**inspection** inopinée du 13 mars a permis de contrôler par sondage la qualité des chantiers en cours pendant l'arrêt du réacteur pour rechargement en combustible.

L'**inspection** du 20 mars a porté sur la sûreté des opérations de rechargement du réacteur. Le contrôle a porté particulièrement sur les formations des opérateurs à la manutention du combustible, l'assurance de la qualité associée à chaque mouvement d'assemblages, les essais préliminaires de la machine de chargement et la réalisation des cartes mensuelles de flux neutroniques.

14

Dampierre-en-Burly (Loiret)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Un **incident** est survenu le 17 mars : lors d'une campagne de contrôle, deux points d'activité supérieure à 1 MBq ont été détectés hors des zones contrôlées du site : l'un sur la voirie, l'autre dans une benne. En outre, le 26 mars, à la fin de la campagne de contrôle, un autre point a été découvert sur la voirie.

Les zones contrôlées sont des zones qui, en raison des risques d'irradiation et de contamination qu'elles peuvent présenter, sont confinées et soumises à une surveillance radiologique particulière.

Des dispositions et des contrôles spécifiques sont mis en œuvre, à la sortie de ces zones contrôlées, pour éviter la dissémination sur le site de particules radioactives. En outre, des contrôles périodiques sont réalisés sur les voies de circulation du site pour en évaluer la propreté radiologique et détecter les éventuels points de contamination. Enfin, des balises de détection permettent un contrôle ultime de radioactivité à la sortie du site.

Les points de contamination détectés sur la voirie ont pu être éliminés par grattage et par aspiration ; celui de la benne a été isolé et ramené en zone contrôlée pour analyse.

Cet événement révèle un dysfonctionnement dans l'organisation mise en place pour empêcher la dissé-

mination de particules radioactives sur le site. Ce type d'événement s'est déjà produit en 1996 et en 1997. Des mesures correctives ont été prises par l'exploitant, qui n'ont pas, en l'état actuel des choses, l'efficacité attendue.

La répétition de ce type d'événement révèle un manque de culture de sûreté. En conséquence, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Une **inspection** du 18 mars a permis de faire le point sur l'état d'avancement des procédures de mise en œuvre des moyens mobiles de secours appelés dans le cadre du plan d'urgence interne (PUI) et des procédures à mettre en œuvre en cas d'incident ou d'accident.

Le 3 avril a eu lieu la **réunion annuelle** entre l'Autorité de sûreté et l'exploitant.

Les principaux thèmes abordés au cours de cette réunion ont été : le bilan sûreté de l'année écoulée, la réorganisation du site, le plan stratégique d'unité du site pour la période 1997-2000, les prestataires, et le facteur humain.

Réacteur 3

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

L'**inspection** du 10 avril a permis de contrôler les différents chantiers en cours dans le cadre de l'arrêt du réacteur.

15

Fessenheim (Haut-Rhin)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 12 mars a permis de vérifier la pertinence des actions de surveillance radiologique mises en œuvre par l'exploitant.

L'**inspection** du 25 mars a permis de vérifier le respect par l'exploitant des engagements pris en 1994 après la dernière inspection concernant les installations classées pour la protection de l'environnement. Les inspecteurs ont également vérifié le respect des consignes locales sur plusieurs équipements du site.

Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 13 mars : après avoir changé un composant électronique lors d'une opération mensuelle de réglage des chaînes de puissance, l'exploitant a omis de régler l'une des protections du réacteur.

L'exploitant doit surveiller en permanence le flux des neutrons émis par le cœur du réacteur pour pouvoir contrôler toute augmentation intempestive de puissance. Il dispose pour cela, entre autres, de chaînes « de puissance » utilisées en fonctionnement normal.

Cet oubli a été détecté le 18 mars ; l'exploitant a alors immédiatement remis la protection du réacteur en conformité avec les prescriptions.

En raison d'un défaut de culture de sûreté révélé par une analyse insuffisante des conséquences d'une intervention, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Réacteurs 1 et 2

Un **incident** est survenu le 19 mars : au cours de l'étude préliminaire à une modification de l'installation, l'exploitant a détecté une incohérence entre le rapport de sûreté et les spécifications techniques d'exploitation (STE). Cette incohérence concerne le seuil de réglage d'une des protections neutroniques de chacun des réacteurs.

L'exploitant doit surveiller en permanence le flux des neutrons émis par le cœur du réacteur pour pouvoir contrôler toute augmentation intempestive de puissance. Il dispose pour cela, entre autres, de chaînes « de puissance » en fonctionnement normal.

Ces chaînes de puissance génèrent des signaux qui, s'ils atteignent le seuil de réglage, provoquent la mise en service des protections du réacteur.

Dès la mise en évidence de la différence d'environ 8 % existant entre la valeur utilisée pour le réglage de la protection et la valeur requise, l'exploitant a remis en conformité le seuil de réglage des protections sur les deux réacteurs.

Cette situation résulte de l'absence de mises à jour de la documentation qui auraient dû être effectuées lors de modifications intervenues en 1989 sur le réacteur 1 et en 1990 sur le réacteur 2.

En raison d'une identification tardive et d'une absence de traitement immédiat de l'anomalie, l'incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'**inspection** réalisée le 27 mars faisait suite aux incidents des 18 et 19 mars relatifs à l'absence de réglage du seuil d'arrêt automatique après une intervention de maintenance et à la découverte d'incohérences de réglage de ce seuil entre les spécifications techniques d'exploitation (STE) et le rapport de sûreté.

Réacteur 2

Le réacteur est en prolongation de cycle depuis le 15 avril.

16

Flamanville (Manche)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 22 avril a porté sur la disponibilité, le suivi et les procédures de mise en place des moyens mobiles de secours prévus au stade ultime des procédures accidentelles.

Réacteur 2

L'**inspection** du 6 mars s'est déroulée lors de l'arrêt du réacteur, en fin d'intervention « génératrice inférieure » ; elle a permis de contrôler la maintenance effectuée sur la robinetterie, le circuit primaire principal et le circuit secondaire principal. Les inspecteurs ont visité les chantiers en cours ils ont interrogé les intervenants et examiné les matériels sur lesquels des opérations de maintenance étaient en cours. Les aspects relatifs aux pièces de rechange (CPP et CSP notamment), à l'historique des matériels et aux grilles d'interchangeabilité ont été étudiés. Cette visite a également permis d'examiner les actions d'EDF en ce qui concerne le contrôle du tarage des soupapes des générateurs de vapeur et les actions de maintenance de ces matériels.

L'**inspection** inopinée du 3 avril avait pour but de vérifier le respect des prescriptions relatives au stoc-

kage du couvercle de cuve et de procéder à une visite du chantier de bouchage des tubes de générateur de vapeur.

17

Fontenay-aux-Roses (Hauts-de-Seine)

► Centre d'études du CEA

Station de traitement des effluents et déchets solides radioactifs

L'**inspection** du 26 mars a permis de faire le point sur le suivi des procédures d'assurance de la qualité de l'installation et sur les travaux en cours.

18

Golfech (Tarn-et-Garonne)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 11 mars a porté sur les modifications apportées aux interrupteurs d'arrêt d'urgence depuis la mise en exploitation des réacteurs, ainsi que sur la maintenance et les défaillances survenues sur ces équipements.

Réacteur 1

Le réacteur a été mis à l'arrêt le 28 mars pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** du 15 avril a été consacrée à l'inspection des différents chantiers réalisés pendant l'arrêt du réacteur. Il a également été procédé à l'examen par sondage du respect par l'exploitant des programmes de contrôle, notamment du programme dit de « contrôle des bras morts », ainsi que du programme de surveillance des prestataires.

L'**inspection** du 22 avril a porté sur la sûreté du rechargement du réacteur et sur la gestion du combustible. Les précautions prises concernant les assemblages déformés et l'assemblage endommagé, découvert lors de l'arrêt de réacteur, ont été particulièrement examinées.

19

Gravelines (Nord)

► Centrale EDF

Ensemble du site

La sous-commission « technique » de la Commission locale d'information de Gravelines s'est réunie le 7 avril (cf. En bref... France).

L'inspection du 12 mars a porté sur les capteurs importants pour la sûreté, en ce qui concerne notamment les contrôles métrologiques et la maintenance. Elle s'est déroulée en 3 phases :

- organisation du site en matière de métrologie ;
- application de la maintenance préventive ;
- visite de l'atelier métrologie du service performance et examen du suivi de quelques capteurs sur le cahier de bloc du réacteur 4.

L'inspection du 24 mars a porté sur les relations entre le site et les services centraux d'EDF. Il s'agissait de la première inspection consacrée à ce thème prioritaire de l'Autorité de sûreté pour 1998. Elle était plus précisément centrée sur le pilotage de la sûreté par le site dans le cadre de la déconcentration mise en œuvre par EDF. Les points suivants ont été abordés :

- le contexte (rappel des différentes étapes et de la façon dont le site les a ressenties ; témoignage très intéressant du directeur adjoint de la centrale) ;
- le fonctionnement auquel on est arrivé aujourd'hui (les modes de relation avec les services centraux) ;
- le cadre prescriptif et les ambitions formulés par les services centraux ;
- les documents émis par le site ;
- le « reporting » et les indicateurs de sûreté.

La mobilisation du site sur ce thème sensible a été très bonne (présence du directeur adjoint, des directeurs délégués et du chef de la mission sûreté qualité). La direction avait visiblement bien préparé cette inspection et a manifesté beaucoup d'ouverture vis-à-vis des inspecteurs.

L'inspection du 2 avril a porté sur le système de manœuvre des grappes de commande. Les inspecteurs ont examiné les réglages pour l'explo-

tation et la maintenance de ce système. Les contrôles n'ont pas mis en évidence de dysfonctionnement.

L'inspection du 7 avril a permis d'évaluer l'organisation du service sûreté qualité du site. Les inspecteurs ont examiné les évaluations journalières de sûreté réalisées par les ingénieurs chargés de la sûreté, le programme d'audits réalisé par les ingénieurs chargés de la qualité et les auditeurs du service. Plusieurs comptes rendus ont également été examinés ainsi que la formation des agents du service.

L'inspection du 9 avril a porté sur le point de savoir si l'exploitant assure correctement sur le site la qualité du confinement statique et dynamique des installations, notamment en ce qui concerne les procédures d'entretien des principaux circuits de ventilation et leur exploitation. Une visite sur le terrain a clôturé l'inspection.

Un incident est survenu le 26 mars : lors d'une campagne de contrôle, trois points d'activité supérieure à 1 MBq (10⁶ becquerels) ont été détectés hors des zones contrôlées du site à proximité des bâtiments du réacteur 4.

Les zones contrôlées sont des zones qui, en raison des risques d'irradiation et de contamination qu'elles peuvent présenter, sont confinées et soumises à une surveillance radiologique particulière.

Des dispositions et des contrôles spécifiques sont mis en œuvre, à la sortie de ces zones contrôlées, pour éviter la dissémination sur le site de particules radioactives. En outre, des contrôles périodiques sont réalisés sur les voies de circulation du site pour en évaluer la propreté radiologique et détecter les éventuels points de contamination. Enfin, des balises de détection permettent un contrôle ultime de radioactivité à la sortie du site.

Les points de contamination détectés sur la voirie ont pu être éliminés facilement par grattage et par aspiration. La contamination résiduelle est nulle.

Ce type d'événement s'est déjà produit en 1997. Depuis la fin de l'année 1997, des mesures correctives ont été prises par l'exploitant. Les contrôles effectués depuis lors, à l'occasion des arrêts des réacteurs 2 et 5, n'ont révélé aucune contamination excédant la limite de 0,1 MBq.

Ce nouvel événement, classé au niveau 0 de l'échelle INES, révèle cependant la persistance de certains dysfonctionnements dans l'organisation mise en place pour empêcher la dissémination de particules radioactives sur le site.

Réacteur 1

L'inspection du 10 avril a porté sur la mise en place du recueil national et du recueil local des textes applicables en situation d'arrêt de réacteur. Les écarts d'application des textes relatifs au métier « robinetterie » ont été examinés.

Réacteur 2

Le réacteur, à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 17 janvier, a redémarré le 5 mars.

20

Grenoble (Isère)

► Centre d'études du CEA

Ensemble du site

Deux inspections ont eu lieu le 12 février sur le thème de la protection contre l'incendie ; l'une au Laboratoire d'analyse des matériaux actifs (LAMA) et la seconde de manière inopinée au niveau du site. Au cours de ces inspections, il a été plus particulièrement procédé à l'examen des modalités de mise en place de l'équipe locale de première intervention en cas d'incendie du LAMA et, au niveau du site, de la formation locale de sécurité (FLS) ; l'établissement des permis de feu, les consignes de sécurité ainsi que la formation du personnel en matière d'incendie ont été examinés. Un exercice a été organisé dans un laboratoire par le déclenchement d'un détecteur. Des écarts et manquements ont été constatés en matière de consignes de sécurité, de gestion des matières et liquides inflammables et de délai d'intervention en cas d'alarme d'incendie.

Réacteur Mélusine

L'inspection du 7 avril a eu pour but de s'assurer du maintien du réacteur Mélusine - à l'arrêt définitif depuis

1994 – dans les conditions de sûreté requises en attendant la mise en œuvre des opérations de démantèlement.

Réacteur Siloé

Une **réunion** regroupant les représentants de l'Autorité de sûreté et de son appui technique l'IPSN, ainsi que ceux du CEA, a eu lieu le 3 mars au Centre d'études de Grenoble, afin de préciser les différentes étapes devant conduire au démantèlement et, à terme, au déclassement du réacteur Siloé, maintenant définitivement arrêté (cf. Contrôle n° 121).

Après l'exposé par l'exploitant concernant les travaux actuellement entrepris dans l'installation, dans le cadre de la phase de cessation définitive d'exploitation, et l'organisation correspondante mise en place, la DSIN a rappelé à celui-ci le contexte réglementaire dans lequel devraient être réalisés les opérations de mise à l'arrêt définitif et les travaux de démantèlement ; il convient en particulier que l'exploitant, dans le respect de l'article 6ter du décret du 11 décembre 1963, engage dès maintenant une réflexion sur le devenir de l'installation et établisse dans les meilleurs délais les dossiers demandés.

► Institut Max von Laue-Paul Langevin

Réacteur à haut flux

Une **réunion technique**, entre les représentants de l'Autorité de sûreté et de son appui technique l'IPSN et l'exploitant, a eu lieu le 16 avril afin de faire le point sur l'avancement des dossiers que ce dernier doit transmettre dans le cadre de la réévaluation de sûreté du réacteur à haut flux.

Engagée dès 1995, cette réévaluation a été à plusieurs reprises différée du fait du retard pris dans le déroulement des calculs de vérification du comportement des bâtiments et structures de l'installation aux conditions sismiques réévaluées pour le site de Grenoble.

Les représentants de l'Autorité de sûreté ont vivement recommandé à l'exploitant de faire en sorte que la totalité des études demandées soient transmises avant la fin de l'année 1998, afin de permettre au Groupe permanent d'experts chargé des ré-

acteurs de se prononcer dans les meilleurs délais sur l'aptitude du réacteur à poursuivre son fonctionnement dans des conditions de sûreté satisfaisantes.

21

La Hague (Manche)

► Etablissement COGEMA

Ensemble du site

La Commission spéciale et permanente d'information (CSPI) de La Hague s'est réunie le 30 mars (cf. En bref... France).

L'**inspection** inopinée dans la nuit du 3 au 4 mars a porté sur la capacité de COGEMA à intervenir face à un éventuel incendie. L'examen a porté sur les effectifs, les formations et recyclages des pompiers et les plans d'intervention prévus pour les ateliers nucléaires MAPU et AMEC. Un exercice de mise en œuvre d'un moyen de lutte (générateur de mousse) a été effectué dans le bâtiment de la formation locale de sécurité.

L'**inspection** du 27 mars a été consacrée aux mesures de protection mises en place autour de la canalisation de rejet pour la période des grandes marées, ainsi qu'à la gestion des rejets liquides et des systèmes de filtration associés.

L'**inspection** du 15 avril a porté principalement sur l'application des actions correctives et des engagements et événements survenus en 1997 sur l'atelier R7.

– Usine UP2 400

L'**inspection** inopinée du 9 mars a principalement porté sur l'application des prescriptions techniques dans les laboratoires HADE, MAPU et R7.

Atelier AMEC 1

Par délégation des ministres chargés de l'industrie et de l'environnement, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **notifié** la révision d'une prescription technique particulière applicable à l'atelier AMEC 1.

HAO/Nord et NPH (ateliers de déchargement sous eau et entreposage des éléments combustibles usés), T0, Piscines C, D et E

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réception et l'entreposage, dans les ateliers cités ci-dessus, des assemblages combustibles à base d'oxyde d'uranium irradiés dans des réacteurs à eau sous pression. La vérification du taux de combustion sur les 50 cm les moins irradiés de ces assemblages est effectuée avec un nouvel appareil de mesure de type FAMOSIII/NUKEM (lettre du 15 avril).

– Usine UP2 800

R2 (atelier de séparation de l'uranium, du plutonium et des produits de fission (PF), et de concentration des solutions de PF)

L'**inspection** du 24 mars a porté sur la formation et l'entraînement du groupe local d'intervention (GLI), les permis de feu et le plan d'intervention. Un exercice a été réalisé en mettant en œuvre un détecteur d'incendie dans un local électrique, pour vérifier les conditions de mise en action des agents du GLI et des pompiers de COGEMA.

– Usine UP3

Le 19 mars, une **inspection** a eu lieu qui portait sur le traitement des événements et incidents de l'établissement COGEMA de La Hague. Les inspecteurs ont vérifié les procédures en vigueur, les suites données aux engagements pris, de même que les actions correctives et préventives mises en œuvre à la suite des incidents survenus le 30 octobre 1992 à l'atelier T1 (passage de matières fissiles dans le rinceur à la suite d'une déformation du déflecteur situé sous la cisaille), le 27 août 1992 à la centrale autonome (refus de démarrage du groupe électrogène G3 lors d'un essai périodique) et le 17 octobre 1997 à la piscine D (transfert de combustibles non autorisé entre piscines).

T1 (atelier de cisailage des éléments combustibles, de dissolution et de clarification des solutions obtenues)

L'**inspection** du 4 mars a porté sur la formation et l'entraînement du groupe local d'intervention en cas

d'incendie, les consignes de sécurité, les permis de feu et le plan d'intervention.

T2 (atelier de séparation de l'uranium, du plutonium et des produits de fission (PF), et de concentration/stockage des solutions de PF)

L'**inspection** des 16 et 17 avril a concerné les dispositions prévues pour la conduite accidentelle de l'atelier T2, dite « conduite de sauvegarde ». Les inspecteurs ont vérifié la formation du personnel de conduite, la maintenance préventive et les essais périodiques des groupes électrogènes de sauvegarde. Ils ont assisté à un essai périodique d'alimentation électrique de sauvegarde des fonctions importantes pour la sûreté « air de balayage de l'hydrogène de radiolyse » et « refroidissement des cuves et condenseurs d'évaporateurs » des ateliers T2, T1 et T7, au moyen de la seconde voie de sauvegarde de l'atelier T2 (sachant qu'il y a deux voies redondantes de sauvegarde).

T7 (atelier de vitrification des produits de fission)

L'**inspection** du 29 avril a porté principalement sur l'examen par sondage des fiches d'écarts, actions correctives et modifications engagées par l'exploitant depuis la dernière visite de surveillance.

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

Le but de l'**inspection** du 24 mars était de vérifier que la surveillance radiologique de l'environnement du centre de la Manche ainsi que les modalités de rejet de ses effluents étaient effectuées conformément aux documents de sûreté (règles générales d'exploitation, prescriptions techniques, plan réglementaire de surveillance radiologique).

22

Marcoule (Gard)

► **Centre d'études du CEA**

Réacteur Phénix (filiale à neutrons rapides)

Phénix, première centrale française à neutrons rapides de taille indus-

trielle, en service à Marcoule depuis 1973, constitue pour le CEA un outil privilégié pour réaliser à moyen terme les expériences de transmutation prévues par le premier axe de la loi du 30 décembre 1991 sur les déchets radioactifs. L'exploitant souhaite donc faire fonctionner la centrale jusqu'en 2004 de façon à disposer de résultats exploitables d'ici 2006, délai prévu par la loi.

La DSIN, dans la continuité de la première réévaluation de sûreté de l'installation intervenue en 1986, et à la suite des événements de baisse brutale de réactivité survenus en 1989 et 1990, a souhaité que, dans la perspective de la poursuite de son exploitation, un point d'ensemble soit fait sur l'état de sûreté du réacteur et son aptitude à poursuivre son fonctionnement à moyen terme, compte tenu, d'une part, du vieillissement en service des matériels, et, d'autre part, de l'évolution des codes et règles de construction.

D'une façon générale, l'exploitant a mené à bien l'ensemble des expertises, études, contrôles et travaux de remise à niveau de l'installation (cf. Contrôle n° 121).

Après examen de l'ensemble des dossiers par l'appui technique de l'Autorité de sûreté (l'IPSN) et avis du Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a indiqué, le 31 décembre 1997, qu'il considérait que la reprise du fonctionnement en puissance de Phénix pouvait intervenir prochainement (cf. Contrôle n° 122).

L'**inspection** du 11 mars, complémentaire de celle effectuée le 24 février, a concerné certaines des modifications devant être réalisées avant remontée en puissance, en particulier les travaux relatifs aux diesels principaux et aux locaux qui les accueillent, à la protection des circuits eau-vapeur à l'égard des feux de sodium dans le bâtiment des générateurs de vapeur ainsi qu'à la protection contre l'incendie.

L'**inspection** du 31 mars a concerné principalement les travaux réalisés dans l'installation pour améliorer la tenue au séisme du bâtiment des annexes, du bâtiment « contrôle-bureau » ainsi que des caissons des générateurs de vapeur. Elle s'est traduite par l'examen des dossiers de fin d'intervention disponibles et la visite des bâtiments concernés. Les

inspecteurs ont par ailleurs visité le chantier de mise en place dans l'espace intercuve de la plate-forme destinée à réaliser les contrôles par ultrasons des soudures de la virole conique de supportage du cœur.

Par courrier en date du 9 avril, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le CEA à procéder à la reprise du fonctionnement en puissance du réacteur Phénix. L'exploitant a entrepris les opérations de reconfiguration, de test et de qualification de l'ensemble des systèmes et composants de la centrale préalables au proche engagement du 50^e cycle de fonctionnement.

Un **incident** est survenu le 23 avril : au cours de l'un des essais visant à vérifier le bon fonctionnement des automatismes qui seraient mis en jeu si une réaction se produisait accidentellement dans le générateur de vapeur entre le sodium et l'eau, un mauvais réglage de la vitesse de la pompe du circuit secondaire considéré a conduit à une légère surpression dans celui-ci, suffisante pour entraîner la rupture de deux des membranes de sécurité destinées à sa protection. Le sodium de ce circuit s'est alors partiellement déversé dans le réservoir prévu à cet effet, sans aucune conséquence sur la sécurité, le personnel et sur l'environnement. Les deux membranes sollicitées étaient de type différent. Lors de leur examen il est apparu que l'une d'entre elles, quoique déformée, n'a pas été déchirée comme prévu. Les deux seules membranes de ce type présentes sur l'ensemble de l'installation vont être remplacées par des membranes identiques à celle qui a bien fonctionné.

Cet événement relève du niveau 0 de l'échelle internationale INES ; il doit cependant être considéré comme un incident significatif car relatif à un organe de protection d'un des circuits secondaires.

La remise en conformité du circuit concerné et les opérations de remplacement de ses membranes vont induire un délai supplémentaire de quelques semaines pour la reprise effective du fonctionnement en puissance du réacteur.

Installation ATALANTE (atelier alpha et laboratoire pour les analyses de transuraniens et études de retraitement)

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

– la mise en service à titre provisoire des laboratoires L15 et L17 implantés dans le bâtiment SGA (services généraux actifs) (lettre du 27 mars) ;
– la réception et l'entreposage de plutonium 238 dans le magasin des matières nucléaires LES 203 (lettre du 1^{er} avril).

► **Usine MELOX de fabrication de combustibles nucléaires MOX**

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'entreposage pour une durée limitée dans le bâtiment 501 de rebuts de fabrication de matières nucléaires sous forme de crayons de type 15 x 15 (lettre du 4 mars).

26

Nogent-sur-Seine (Aube)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'**inspection** du 11 mars a porté sur les matériels mobiles prévus en situation incidentelle ou accidentelle pour ramener les réacteurs dans un état sûr. Les inspecteurs ont examiné l'organisation retenue par le site et les différents services concernés par la maintenance, les essais et la conduite de ces matériels. Ils ont procédé à une visite d'un certain nombre de locaux abritant ces matériels.

Les représentants de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement de Champagne-Ardenne, de la Direction de la sûreté des installations nucléaires et de l'IPSN ont tenu leur **réunion annuelle** avec l'exploitant le 23 mars. Cette réunion a porté sur l'exploitation des installations au cours de l'année 1997, sur le bilan des missions d'inspection et de contrôle du site par l'Autorité de sûreté, ainsi que sur les organisations et les priorités respectives des différents acteurs pour 1998.

L'**inspection** du 25 mars a porté sur l'organisation de l'exploitant pour le suivi et la surveillance des entreprises prestataires intervenant sur le site. Les inspecteurs ont en particulier examiné l'organisation au cours des arrêts de réacteurs pour rechar-

gement de combustible et maintenance, la planification et les horaires des interventions, et les contrôles dans le domaine de la qualité des réalisations.

Réacteur 2

Un **incident** est survenu le 2 mars : alors que le réacteur était en cours de réduction de puissance, certaines grappes de commande se sont insérées automatiquement dans le cœur à un niveau inférieur à celui imposé par les spécifications techniques d'exploitation (STE).

Afin de contrôler la réaction nucléaire dans le cœur du réacteur, l'exploitant dispose de deux moyens principaux :

- ajuster la concentration de bore dans l'eau du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire ;
- introduire les grappes de commande dans le cœur ou les en retirer ; ces grappes de commande contiennent des matériaux absorbant les neutrons.

Afin de pouvoir arrêter le réacteur rapidement en cas de nécessité, il convient de maintenir certaines grappes à un niveau suffisamment haut pour que leur chute puisse étouffer efficacement la réaction nucléaire, et pour que les distributions de puissance dans le cœur restent conformes à celles qui figurent dans les études de sûreté.

L'insertion automatique des grappes en dessous de la limite autorisée a déclenché une alarme. La fiche d'intervention associée à cette alarme demande à l'exploitant d'ajouter du bore dans le circuit primaire dans un délai de 8 minutes si les grappes concernées n'ont pas rejoint la position prescrite.

L'exploitant est intervenu pour reposer les grappes de commande au niveau requis ; constatant un début de remontée des grappes, il n'a pas jugé nécessaire d'engager l'ajout de bore prescrit par la fiche d'alarme. Les grappes sont restées insérées 13 minutes en dessous de la position autorisée.

En raison du non-respect de la conduite à tenir en cas de sortie des limites et conditions d'exploitation et de la répétition d'un événement déjà survenu sur le parc, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

28

Osmanville (Calvados)

► **Société normande de conserve et stérilisation (SNCS)**

L'**inspection** du 27 avril a permis la visite complète de l'irradiateur lors des travaux de cessation définitive d'exploitation. Ces travaux constituent la première phase des opérations de déclasserment (la deuxième phase, soumise à autorisation, sera l'opération dite de démantèlement). Selon un sondage techniquement proposé par le Département d'évaluation de la sûreté de l'IPSN, les principales dispositions mises en œuvre pour satisfaire les exigences du dossier de sûreté ont été vérifiées. Les inspecteurs ont contrôlé la sûreté de l'installation, la sécurité du chantier en ce qui concerne les risques classiques, le contrôle des matériels recyclés et la gestion des déchets de catégorie nucléaire.

29

Paluel (Seine-Maritime)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

Le bureau de la Commission locale d'information (CLI) auprès des sites de Paluel et de Penly s'est réuni le 10 mars (cf. En bref... France).

Lors de l'**inspection** du 13 février, les inspecteurs ont analysé les dispositions mises en place sur le site afin de se prémunir contre les agressions externes suivantes : les grands froids, l'arrivée massive de groseilles de mer et d'algues, les vents violents et la foudre, les séismes, les trafics maritime et aérien, les inondations, les mines de la dernière guerre.

Lors de cette inspection, les inspecteurs se sont rendus sur le réacteur afin de vérifier :

- la mise en œuvre de certaines modifications, notamment sur le circuit secondaire, afin de s'affranchir de dysfonctionnements pouvant survenir par « grands froids » ;
- l'arrimage des cheminées, ainsi que les dispositifs de protection contre la foudre ;

– la mise en œuvre de la « consigne de conduite et de surveillance en cas de grands froids » (passage en salle de commande) ;

– l'état du cuvelage étanche qui permet de protéger contre les inondations (marée millénaire) les groupes motopompes du circuit d'eau brute secouru nécessaires au refroidissement du réacteur.

L'inspection du 30 avril a été consacrée au système de mesures de radioprotection, en ce qui concerne la maintenance, les essais périodiques, l'exploitation et la gestion.

Réacteur 2

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 7 mars pour rechargement en combustible et visite annuelle.

L'objet de l'inspection du 26 mars était, après avoir fait un point sur les principaux indicateurs de suivi de l'arrêt (planning, dosimétrie, incidents significatifs, etc.), de vérifier :

– la surveillance exercée par le site en termes de suivi dosimétrique des chantiers ;

– la prise en compte du retour d'expérience dans le cadre de l'intégration du lot de modifications dit « lot 93 » ;

– le plan d'action mis en œuvre pour résoudre un problème latent sur une pompe du circuit d'injection de sécurité (RIS).

Ensuite, les inspecteurs se sont rendus dans la salle de commande et en zone contrôlée.

Réacteurs 3 et 4

Un incident est survenu le 26 février : alors que le réacteur 4 était en fonctionnement au maximum de puissance autorisée, un contrôle périodique a révélé que le seuil de réglage du système de protection contre le manque d'eau dans le générateur de vapeur était de 4 % inférieur à la valeur minimale fixée par les spécifications techniques d'exploitation (STE).

Les réacteurs à eau sous pression de 1300 MWe comportent quatre générateurs de vapeur qui sont des échangeurs thermiques entre l'eau du circuit primaire, portée à haute température (320 °C) et pression élevée (155 bar) dans le cœur du réacteur, et l'eau du circuit secondaire, qui se transforme en vapeur

et alimente la turbine pour produire du courant alternatif.

Le système de protection contre le manque d'eau dans le générateur de vapeur intervient, le réacteur étant à pleine puissance, si le débit d'eau devient inférieur à une valeur seuil (117 t/h) et provoque alors le démarrage de l'alimentation de secours en eau et le déclenchement de la turbine. En l'occurrence, cette anomalie n'a pas eu de conséquence ; en revanche, si l'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur avait été défaillante, la protection se serait déclenchée plus tard que prévu (seuil réglé à 111,75 t/h au lieu de 117).

Cette anomalie provient d'une erreur dans la réécriture en décembre 1997 de la procédure applicable aux réacteurs 3 et 4 de Paluel. Le contrôle périodique se faisant à raison d'une boucle secondaire par mois et par réacteur, les seuils des boucles 2 et 3 des réacteurs 3 et 4 ont également été trouvés décalés (de 2 à 6 %).

Les mesures correctives ont été prises pour remettre en conformité les quatre capteurs mal réglés. Un contrôle supplémentaire par sondage des procédures nouvelles ou modifiées a été engagé par EDF.

En raison d'une erreur de réglage ayant affecté les protections de sûreté de deux réacteurs différents, cette anomalie a été classée au **niveau 1** de l'échelle INES.

Réacteur 3

Effectuée deux semaines après la réunion de présentation de l'arrêt du réacteur, l'inspection du 5 mars a permis d'étudier les modalités de préparation de la note relative aux risques de défaillance de cause commune, d'effectuer un examen par sondage des actions prévues au cours de l'arrêt du réacteur et du respect de la périodicité des contrôles de générateurs de vapeur (côté secondaire), en matière de génie civil et d'incendie.

Les inspecteurs ont ensuite examiné l'application du programme de maintenance des diesels et la prise en compte de courriers spécifiques.

L'inspection a également porté sur la préparation de la modification CIG 2578 (amélioration de la mesure

du niveau primaire dépressurisé) et les modalités prévues par le site pour le remplacement du couvercle de cuve.

30

Penly (Seine-Maritime)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Le bureau de la Commission locale d'information (CLI) auprès des sites de Paluel et de Penly s'est réuni le 10 mars (cf. En bref... France).

L'inspection du 11 mars a permis de vérifier l'organisation pouvant être mise en œuvre en cas de crise, selon les modalités définies dans le plan d'urgence interne de l'exploitant émis le 19 mars 1997. Les inspecteurs ont vérifié la formation, le système d'astreintes, les exercices, les contrôles périodiques de moyens de mesures et ont visité les dispositions matérielles mises en place pour les postes de commandement, dans le bloc de sécurité.

L'inspection du 8 avril a été consacrée au système de mesures de radioprotection importantes pour la sûreté. Les principaux points abordés ont été les suivants :

– requalifications après certaines modifications notables ;

– essais périodiques ;

– examen des conditions d'intervention d'un prestataire en zone contrôlée (documents, habilitations, port du film, etc.).

Une visite de terrain, en particulier dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires, a eu lieu.

L'inspection des 23 et 24 avril a porté sur les dispositifs de prévention de l'incendie. Les points abordés ont été principalement les évolutions intervenues depuis la précédente inspection, la sectorisation et l'équipe de 2^e intervention. Un exercice d'incendie a été effectué.

▼

Phénix (Voir Marcoule)

Romans-sur-Isère
(Drôme)

► Usine FBFC
(usine de fabrication
de combustibles nucléaires)

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

- la réduction de volume par découpe et compactage de matériels suspects de contamination (lettre du 13 mars) ;

- la campagne de fabrication KNK n° 6 mettant en œuvre de l'uranium enrichi à 20 % (lettre du 3 avril).

Le 13 mars, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réalisation d'une campagne de traitement des déchets métalliques produits à l'occasion des travaux de réaménagement de l'atelier des laminés (cf. Contrôle n° 111). Le traitement réalisé consiste à découper et compacter les déchets afin d'en réduire le volume. Les déchets sont ensuite emballés et entreposés sur le site en attendant l'agrément nécessaire à leur stockage dans un centre de l'ANDRA ou via une filière réservée aux déchets de très faible activité (cf. dossier de la revue Contrôle n° 118). Le même jour, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a diligemment une visite des sites de Pierrelatte et de Romans-sur-Isère, réalisée dans le cadre de l'étude des conséquences, en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, du projet de redéploiement industriel de la société FBFC (voir ci-dessous).

Le 23 mars, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à entreprendre une campagne de fabrication de combustibles à base d'uranium issu du traitement des combustibles usés. La campagne portait sur dix tonnes d'uranium.

Le 3 avril, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à effectuer une campagne de fabrication mettant en œuvre un lot d'uranium enrichi à 20 % en isotopes 235 et dont la composition, concernant les autres isotopes, est légèrement supérieure à la spécification de l'uranium décrite dans le rapport de sûreté de l'usine de fabrication d'éléments combustibles pour les réacteurs de recherche

(INB 63). La masse d'uranium à mettre en œuvre est de 101 kg.

Le 8 avril, une **inspection** a été réalisée à l'atelier de fabrication des éléments combustibles destinés aux réacteurs de recherche. Elle a porté sur les conditions d'exploitation des zones dites « uranium » et « TRIGA » de l'atelier. Les inspecteurs ont particulièrement examiné le fonctionnement de la ventilation et la prévention du risque d'incendie.

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) a remis le 21 avril au secrétaire d'Etat à l'industrie, une **note portant sur les conséquences en termes de sûreté nucléaire et de radioprotection du projet de redéploiement des activités industrielles de la société franco-belge de fabrication de combustibles (FBFC) sur ses établissements de Pierrelatte et de Romans.**

La société FBFC, filiale de Framatome et COGEMA, est implantée en France sur les sites de Pierrelatte et de Romans-sur-Isère, ainsi qu'en Belgique sur le site de Dessel. Les usines françaises produisent des éléments combustibles nucléaires pour EDF, le site de Romans alimentant par ailleurs le marché international de réacteurs expérimentaux.

Sa capacité de production étant supérieure à ses marchés prévisibles compte tenu des évolutions attendues de la demande nationale et internationale de combustible nucléaire, FBFC juge indispensable de redimensionner son outil industriel et a présenté, dans ce but, un projet consistant en l'arrêt de toute activité de production de combustible nucléaire à Pierrelatte. Le site de Romans, qui deviendrait l'unité de production principale de la société, verrait dans ce contexte son activité augmenter.

Outre les visites effectuées sur les sites concernés par les services de la DSIN et de la DRIRE Rhône-Alpes, le DSIN a reçu le 17 mars, à leur demande, les représentants syndicaux des deux sites afin de recueillir leurs observations sur ce projet.

A l'issue de l'examen du projet présenté par FBFC, le DSIN, en liaison avec l'Office de protection des rayonnements ionisants (OPRI), estime que :

- 1/ Les opérations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement du site de Pierrelatte ne présentent pas dans leur principe de difficulté particulière du point de vue de la sûreté et de

la radioprotection. Il appartient à FBFC de transmettre en temps utile les demandes d'autorisation nécessaires.

- 2/ Les activités de Romans restent inscrites dans les limites fixées par les autorisations réglementaires existantes. Les niveaux de production envisagés ne nécessitent pas la construction de nouveaux équipements. Les rejets de l'usine resteront à l'intérieur des limites fixées par les autorisations de rejets, actuellement en cours de révision.

Il convient toutefois de noter que l'usine de Romans, comme toute autre installation nucléaire de base, a fait et fera l'objet de réévaluations de sûreté - dont la dernière, menée en 1992, avait conduit la DSIN à demander des améliorations portant notamment sur la prévention du risque incendie -.

Bien que la conception de l'usine de Romans soit moins récente que celle de Pierrelatte, la sûreté et la radioprotection de cette usine n'appellent pas de réserves.

En conclusion, le DSIN estime que le projet présenté par FBFC ne présente **pas de conséquences en termes de sûreté ou de radioprotection susceptibles de remettre en cause le redéploiement industriel présenté par FBFC.**

Un **incident** est survenu le 25 avril : alors que le four de frittage n° 4 de l'atelier de fabrication des pastilles d'oxyde d'uranium était en phase de redémarrage sous atmosphère d'hydrogène, les opérateurs ont constaté l'apparition d'une flamme sur la partie latérale du four.

Le four de frittage sert à l'élaboration des combustibles nucléaires destinés aux réacteurs à eau sous pression. Il a pour fonction principale de modifier les caractéristiques mécaniques et physiques des pastilles d'oxyde d'uranium issues des presses de compactage, en les portant à haute température sous atmosphère d'hydrogène. Pour obtenir cette température, le four est muni de résistances électriques ; pour maintenir dans l'atelier une température compatible avec les conditions de travail, le four est équipé sur sa face externe d'un circuit de refroidissement à l'eau comportant des durits en caoutchouc.

Au moment de l'incident, le four ne contenait pas de pastilles et montait en température. Aucun système

d'alarme n'ayant fonctionné, la fuite d'hydrogène a été révélée par une flamme de 40 cm environ au niveau d'une traversée électrique du four. Cet incident étant intervenu en dehors des heures ouvrées, les pompiers de la ville de Romans et les personnes d'astreinte ont été appelés ; leur intervention n'a pas été nécessaire : la fuite a brûlé jusqu'à son auto-extinction par manque d'hydrogène.

L'exploitant a immédiatement procédé à la mise en sécurité du four en interrompant le système de chauffage et en remplaçant l'hydrogène par de l'azote. Cet incident n'a pas eu de conséquence pour le personnel et l'environnement ; il n'a pas affecté les équipements voisins.

En raison d'une dégradation du confinement primaire de l'hydrogène, constituant la perte d'une ligne de défense en profondeur à l'égard du risque d'incendie et d'explosion, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

34

Saclay (Essonne)

► Centre d'études du CEA

Laboratoire de haute activité (LHA)

L'inspection du 24 mars a principalement porté sur la vérification de l'application des règles générales d'exploitation.

Zone de gestion des déchets radioactifs solides

L'inspection du 8 avril a porté sur l'ensemble de l'installation et a permis de faire le point sur les nombreux projets en cours de réalisation.

Saturne

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réalisation des opérations liées à la cessation définitive d'exploitation de l'installation Saturne.

► Usine de production de radioéléments artificiels - CIS bio international

Les inspections du 11 mars et du 21 avril ont porté respectivement sur la vérification de l'application des

prescriptions techniques et des règles générales d'exploitation relatives aux cyclotrons.

35

Saint-Alban (Isère)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'inspection du 28 avril a permis de vérifier les compétences, l'organisation et le contrôle, dans le domaine de l'ingénierie. Les relations entre l'exploitant des réacteurs de Saint-Alban et les services centraux d'EDF ont été particulièrement examinées en ce qui concerne les dossiers techniques complexes relatifs au comportement en service de matériels sensibles et les affaires pilotées au niveau central.

Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 3 mars : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que l'intervalle entre deux contrôles réglementaires des vibrations d'une pompe du circuit EAS était de 5 mois et 14 jours au lieu des 4 mois maximum prescrits par les spécifications techniques d'exploitation.

Le circuit EAS pulvérise, en cas d'accident, de l'eau contenant de la soude dans l'enceinte du réacteur afin d'en diminuer la pression et la température, et d'éliminer l'iode radioactif. Il comprend notamment 2 files redondantes de pulvérisation dotées chacune d'une pompe, d'un échangeur de chaleur et de 4 rampes d'aspersion placées en partie haute de l'enceinte de confinement, afin de couvrir par aspersion la totalité de la surface de l'enceinte.

Le 3 mars, l'exploitant a découvert qu'aucune mesure de vibration d'une des pompes n'avait été réalisée entre le 20 juin 1997 et le 4 décembre 1997. Le dernier contrôle de décembre n'avait pas mis en évidence d'anomalie. Un incident similaire s'était produit le 23 juin 1997 sur le réacteur 1.

En raison d'un non-respect des spécifications techniques d'exploitation et de la répétition du même manquement à quelques mois d'intervalle, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Réacteur 2

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 5 avril pour rechargement en combustible et visite décennale.

Dans le cadre de cette visite, l'épreuve hydraulique du circuit primaire principal s'est déroulée le 27 avril de manière satisfaisante en présence des représentants de l'Autorité de sûreté. Cette épreuve a consisté à porter ce circuit à une pression de l'ordre de 200 bar afin de vérifier son comportement.

Un **incident** est survenu le 8 avril : alors que le réacteur était à l'arrêt pour visite décennale et renouvellement d'une partie du combustible, l'exploitant a ouvert la vanne du tube de transfert situé entre la piscine du bâtiment du réacteur et la piscine de stockage du combustible, ce qui est prohibé par les spécifications techniques d'exploitation (STE) dans la situation considérée de l'installation.

La piscine du bâtiment du réacteur (BR) comporte deux bassins séparés par une cloison amovible, appelée batardeau. Le premier bassin contient la cuve du réacteur et le deuxième des éléments internes à la cuve qui y sont déposés lors des arrêts du réacteur. Ces bassins peuvent être remplis ou vidés indépendamment l'un de l'autre.

La piscine de stockage du combustible a deux fonctions : d'une part, elle reçoit l'ensemble des assemblages du cœur du réacteur pendant les arrêts pour rechargement, d'autre part, elle sert au stockage des assemblages usés dans l'attente de leur envoi vers une usine de traitement. Elle comporte trois parties séparées par des batardeaux, un compartiment de transfert relié au tube de transfert, une piscine de désactivation du combustible usé et un compartiment destiné à recevoir les châteaux de transport du combustible. Un tube équipé d'un chariot permet le transfert des éléments combustibles entre le bâtiment du réacteur et le bâtiment de stockage du combustible (BK). La manutention de ces éléments entre la piscine de désactivation dans le BK et la cuve s'effectue alors que toutes les piscines sont remplies d'eau borée. En dehors des phases de manutention, le tube de transfert est fermé par une vanne. Le batardeau situé dans le BR, a notamment pour rôle de limiter la baisse du niveau d'eau de la piscine de

désactivation en cas d'ouverture inopinée du batardeau situé entre la piscine de désactivation et le compartiment de transfert.

Le jour de l'incident, afin de pouvoir réaliser les essais concernant le chariot du tube de transfert, alors que les piscines étaient remplies d'eau, l'exploitant a ouvert la vanne de fermeture de ce tube sans mettre en place le batardeau du BR comme le demandent les STE. Ces essais, qui étaient initialement prévus piscines vides, avaient fait l'objet d'une analyse de risque, qui n'a pas été révisée malgré les modifications des conditions d'intervention (piscines partiellement remplies).

En raison du non-respect des STE, imputable à une lacune dans le processus d'assurance de la qualité, et compte tenu de la répétition d'un incident du même type survenu sur le même réacteur le 16 novembre 1996, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

36

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

► Centrale EDF

Réacteurs A1 et A2 (filrière uranium naturel-graphite-gaz)

Les opérations de mise à l'arrêt définitif de chacun des deux réacteurs se poursuivent normalement suivant le programme prévu.

Sur le réacteur A1, l'exploitant a terminé les opérations de décalorifugeage des circuits CO₂ et effectué le repli du chantier d'assainissement du « hall piscine ». Sur les deux réacteurs, l'exploitant poursuit des travaux de réfection partielle du bardage des « nefs piles ».

La **réunion annuelle** entre l'Autorité de sûreté et l'exploitant des installations nucléaires de base 46 (réacteur UNGG en mise à l'arrêt définitif) et 74 (silos d'entreposage des chemises de graphite irradiées) a eu lieu le 10 avril ; elle a permis de faire le point sur les travaux en cours ou projetés ainsi que sur l'avenir de l'installation nucléaire de base 74.

L'**inspection** du 28 avril a porté sur l'établissement des analyses de sûreté préalables à la réalisation des travaux à risques et la bonne application des règles générales d'ex-

ploitation. Une visite des chantiers en cours a été réalisée.

Centrale B

L'**inspection** du 25 mars avait pour objet principal de faire le point sur les engagements pris par l'exploitant à la suite des incidents significatifs de 1997 et des inspections de 1996 et 1997.

L'**inspection** inopinée du 7 avril a permis aux inspecteurs d'examiner les différents chantiers en cours côté bâtiment réacteur pendant la phase dite de génératrice inférieure. Ils se sont également rendus dans le local des pompes d'alimentation de secours des générateurs de vapeur où des opérations de maintenance étaient en cours, ainsi que dans le local du diesel LHP.

Quelques engagements pris par l'exploitant à la suite des incidents significatifs ont été ensuite vérifiés.

Réacteur B1

Le réacteur, en prolongation de cycle depuis le 21 janvier, a été arrêté le 21 mars pour procéder au rechargement en combustible.

Un **incident** est survenu le 3 avril : alors que le réacteur était à l'arrêt, l'exploitant a réalisé des manutentions de combustible dans la piscine de stockage du combustible alors que le tube de transfert vers la piscine du bâtiment du réacteur n'était pas correctement fermé, ce qui n'est pas conforme aux spécifications techniques d'exploitation (STE).

La piscine de stockage du combustible et celle du bâtiment du réacteur sont reliées par un tube de transfert qui permet le passage des éléments combustibles ; lorsque la piscine du bâtiment du réacteur est vidée, les opérations de manutention de combustible dans la piscine de stockage du combustible ne peuvent être réalisées que si le tube de transfert est fermé (c'est-à-dire vanne fermée à une extrémité et tape d'obturation posée à l'autre extrémité).

En l'occurrence, des opérations plus longues que prévu de décontamination en fond de piscine du bâtiment du réacteur ont conduit à retarder la fermeture complète du tube de transfert : la tape d'obturation a été maintenue déposée.

Cette situation n'a pas été prise en compte par l'équipe du matin qui a effectué des manutentions de com-

busible dans la piscine de stockage pendant une heure, alors que la communication avec la piscine du bâtiment du réacteur n'était pas totalement fermée.

En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation et d'un défaut de coordination entre les équipes, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

37

Soulaines-Dhuys (Aube)

► Centre de stockage de l'Aube

L'**inspection** du 7 avril a été consacrée aux conditions d'exploitation et de maintenance des installations électriques (transformateurs, tableaux électriques, groupes diesel de secours, etc.).

Les inspecteurs ont procédé à une visite du local abritant le groupe diesel fixe, du bureau de consignation des installations électriques et de la salle de conduite de l'atelier de conditionnement des déchets (ACD).

Superphénix (Voir Creys-Malville)

39

Tricastin/Pierrelatte (Drôme)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Au cours d'une **réunion** tenue le 20 mars, l'exploitant a commenté aux représentants locaux de l'Autorité de sûreté le bilan du site pour l'année 1997. Les problèmes de radioprotection, de suivi des prestataires, de réglementation du travail, de retour d'expérience et surtout de sûreté ont été développés. La préparation de la deuxième visite décennale du réacteur 1 et de son examen de conformité ont également été abordés.

L'**inspection** du 29 avril a permis de vérifier les compétences, l'organisation et le contrôle, dans le domaine

de l'ingénierie. La fonction « ingénierie » se développe dans les centrales dans le cadre d'une organisation locale qui est particulière à chaque site et dans un contexte national se traduisant par la volonté d'une plus grande délégation des décisions techniques de la part des services centraux d'EDF. Cette inspection a permis d'examiner les relations entre l'exploitant des réacteurs du Tricastin et ces services centraux, au travers en particulier de dossiers techniques complexes relatifs au comportement en service de matériels sensibles et à des affaires pilotées au niveau central.

Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 10 mars : l'exploitant a constaté que deux tubes d'un générateur de vapeur qui présentaient une anomalie lors du dernier arrêt pour rechargement en combustible n'avaient pas été obturés avant le redémarrage du réacteur. Les réacteurs à eau sous pression de 900 MWe comportent trois générateurs de vapeur. Un générateur de vapeur est un échangeur thermique entre l'eau du circuit primaire, portée à haute température (320 °C) et pression élevée (155 bar) dans le cœur du réacteur, et l'eau du circuit secondaire, qui se transforme en vapeur et alimente la turbine. Il comporte environ 3300 tubes en forme de U renversé. Ce faisceau de tubes est soutenu à intervalles réguliers par 8 plaques entretorses. Ces tubes, susceptibles de subir des dégradations tout au long de la vie du réacteur, font l'objet de contrôles pendant les arrêts pour rechargement selon un programme préétabli. Ce programme, validé chaque année par l'Autorité de sûreté, prescrit les types de contrôles et les critères de bouchage de ces tubes que l'exploitant doit respecter. Ces critères visent à éviter une rupture de tube dans tous les cas de fonctionnement normal ou accidentel (en cas de séisme par exemple).

Lors du dernier arrêt du réacteur pour rechargement, intervenu du 6 décembre 1997 au 17 janvier 1998, deux tubes d'un générateur de vapeur avaient été identifiés comme présentant des anomalies au niveau des deux dernières plaques entretorses en partie supérieure du faisceau. Malgré les prescriptions du programme de contrôle, ces tubes n'avaient pas été obturés à leurs ex-

trémités par un bouchon métallique. Cet oubli involontaire a été mis en évidence par l'exploitant lors d'un contrôle effectué le 10 mars après redémarrage du réacteur.

L'exploitant s'est engagé à procéder au bouchage des deux tubes concernés dans les meilleurs délais.

En raison du risque potentiel de rupture de ces tubes en cas de séisme et de l'insuffisance du système d'assurance de la qualité de l'exploitant, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Réacteur 4

Le 17 avril, le réacteur, arrêté depuis le 21 février pour maintenance et renouvellement d'une partie du combustible, a été **autorisé** à redémarrer par le directeur de la sûreté des installations nucléaires. Le couplage au réseau électrique national est intervenu le 21 avril, soit environ un mois après la date prévisionnelle du 28 mars.

Un **incident** est survenu le 26 février : alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement depuis le 21 février, l'exploitant a découvert d'importantes concrétions et coulures de bore sur le couvercle de la cuve et les adaptateurs des mécanismes de grappes.

65 manchons permettent le passage des tiges de commande des grappes de contrôle à travers le couvercle de la cuve d'un réacteur. A leur extrémité haute, c'est-à-dire au dessus du couvercle, ces manchons étanches sont équipés d'adaptateurs permettant d'y visser les carters de mécanismes de grappes. Ces mécanismes assurent la régulation de la puissance du réacteur en levant ou en abaissant les grappes de commande. Une soudure, qui ne participe pas à la résistance mécanique de cet assemblage vissé, permet d'en assurer l'étanchéité.

Le 26 février, des contrôles réglementaires ont mis en évidence l'existence d'une fuite d'eau primaire boriee provenant d'une de ces soudures. Certains mécanismes présentant des soudures douteuses ont également été déposés pour examen. Des coulures de bore ont été observées sur le couvercle qui depuis a été nettoyé et dont l'expertise est en cours.

Une inspection de l'Autorité de sûreté a été menée le 13 mars sur le site afin de mieux évaluer l'ampleur

du problème et les moyens de traitement proposés par EDF. De plus, des présentations des résultats préliminaires de cette expertise ont été faites à l'Autorité de sûreté les 20 et 24 mars. Il semble que la maîtrise insuffisante du procédé de soudage soit à l'origine de la fuite.

Ce couvercle avait été changé en février 1996 pour faire suite à une autre anomalie rencontrée dès 1991 sur les manchons de l'ensemble des couvercles des réacteurs du parc nucléaire, qui elle aurait pu affecter la résistance mécanique.

Dans ce contexte de remplacement des couvercles de cuve, des dégradations comparables de ces soudures d'étanchéité, mais de moindre ampleur, avaient déjà été observées sur d'autres réacteurs. Dès la fin de 1997, l'Autorité de sûreté avait demandé d'apporter des améliorations au procédé de soudage. Une quinzaine de réacteurs, dont le couvercle a été récemment remplacé, pourrait être concernée par de telles fuites pouvant provoquer un début de corrosion du couvercle.

En raison du caractère générique de cette anomalie de soudage, cet incident a été reclassé au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'**inspection** du 13 mars a permis de faire le point sur les investigations en cours à la suite de la découverte de la présence de bore sur le couvercle de cuve, présence due aux fuites en service de plusieurs mécanismes de commande de grappes.

L'**inspection** du 19 mars avait pour but de s'assurer de la qualité de la maintenance et des contrôles réalisés en arrêt de réacteur, notamment sur les pompes du circuit primaire principal.

► Usine de préparation d'hexafluorure d'uranium de la COMURHEX

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé :

- l'utilisation dans la structure 2450 de conteneurs 48Y déclassés (lettre du 10 mars) ;
- l'allègement d'un conteneur d'UF₆ « surrempli » dans l'installation de transfert (lettre du 27 avril).

L'**inspection** du 18 mars a été consacrée à la vérification des dispositions mises en œuvre pour respecter les textes réglementaires généraux sur

la radioprotection et les documents spécifiques en vigueur sur l'établissement.

► **Installation TUS et usine W de COGEMA**

L'inspection réalisée le 31 mars avait pour but de vérifier que les engagements pris par l'exploitant à la suite des incidents significatifs et des inspections de l'année 1997, avaient été tenus.

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

Le 21 avril, au cours d'une séance du Conseil départemental d'hygiène qui s'est tenue à la préfecture du Vaucluse, l'Autorité de sûreté nucléaire a présenté aux membres du Conseil un rapport d'information relatif à la pollution dont est responsable la société SOCATRI (cf. Contrôle n° 122). Un projet a également été soumis au conseil en vue de compléter l'arrêté d'autorisation de l'atelier de traitement de surface. Les nouvelles prescriptions visent, en particulier, à fixer les objectifs de l'assainissement (délai de mise en œuvre, performances attendues, durée du traitement) et à renforcer les dispositifs de surveillance.

► **Usine de séparation des isotopes de l'uranium (Eurodif)**

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

transfert d'uranium appauvri de conteneurs 48Y « périmés » ou « déclassés » (48K) vers des conteneurs 48Y (lettre du 23 mars).

L'inspection du 25 mars a porté sur l'alimentation en énergie électrique des installations du site. Les inspecteurs ont vérifié la conformité des installations électriques au référentiel de sûreté ainsi que l'organisation mise en œuvre par l'exploitant pour gérer la maintenance et faire face aux éventuelles situations de fonctionnement en mode dégradé.

L'inspection réalisée le 29 avril a permis d'examiner la qualité de l'organisation et les moyens mis en place par l'exploitant dans le cadre du plan d'urgence interne (PUI) de l'établissement.



Veurey-Voroize (Isère)

► **Société industrielle de combustible nucléaire (SICN)**

Le ministre de l'industrie et le ministre de l'environnement ont, en application des dispositions de l'article 10 du décret 95-540 du 4 mai 1995, invité l'exploitant à compléter, dans un délai de quatre mois, le dossier technique transmis initialement à l'appui de sa demande d'autorisation de rejets d'effluents et de prélèvements d'eau.

Un **incident** est survenu le 20 février : au cours d'une expérimentation portant sur l'optimisation des paramètres de transport des poudres par couloir vibrant, 36 kg de poudre d'uranium appauvri ont été répandus sur le sol lors de la vidange d'un conteneur.

Cet incident a pour origine une fausse manœuvre qui a entraîné la rupture de la liaison entre le conteneur et la boîte destinée à recevoir la poudre. Il n'a eu aucune conséquence à l'extérieur de l'atelier concerné.

L'exploitant a procédé au nettoyage de l'atelier et a effectué des mesures de contrôle d'ambiance. Ces mesures et les contrôles médicaux subis par l'opérateur se sont révélés négatifs. Compte tenu des insuffisances dans la préparation de la manipulation, et de l'absence de consignes appropriées, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.



Centre européen pour la recherche nucléaire (CERN) (Ain/Suisse)

Ensemble du site

Un représentant de la DSIN s'est rendu sur le site du CERN le 14 avril pour une réunion d'échange portant sur la gestion des déchets de très faible radioactivité.

Réunions et inspections hors installations nucléaires

Dans le cadre de la surveillance de la fabrication des bouchons de tubes de générateurs de vapeur, le BCCN a effectué deux **visites techniques** chez des sous-traitants du constructeur Framatome, chargés des opérations d'usinage, d'assemblage final et de contrôle des bouchons « mécaniques ». Les sociétés concernées étaient Betri à Lyon (le 2 mars) et Vignal-Artru à Chabeuil (le 7 avril). A l'occasion de ces visites les points suivants ont été examinés : organisation qualité, commande en cours, documentation de fabrication, surveillance ; il a été procédé à des visites des installations.

Les 5 mars et 29 avril, deux **réunions techniques** ont eu lieu entre la DSIN et l'Unité technique opérationnelle (UTO) d'EDF pour instaurer le dialogue sur l'application du principe ALARA aux interventions génériques sur les circuits primaires principaux des REP. Les modalités du contrôle par l'Autorité de sûreté de la mise en œuvre des actions pouvant faire diminuer la dosimétrie reçue par les travailleurs ont été définies, au moins pour une période de test d'un an.

Le 6 mars, le BCCN a examiné au cours d'une **réunion technique** avec Framatome, la qualité des approvisionnements des pièces constitutives des mécanismes de commande de grappes pour la centrale nucléaire de Lingao en Chine. Ces approvisionnements sont fournis par l'aciériste Boehler en Autriche, et les mécanismes de commande de grappes sont réalisés par Jeumont-Industrie.

Les 10 mars et 9 avril, deux **réunions techniques** ont eu lieu entre l'EPN et le BCCN pour achever l'instruction du dossier « phénomènes thermohydrauliques locaux des tuyauteries auxiliaires » en vue de sa présentation en Section permanente nucléaire (cf. En bref... France).

Le 17 mars, le BCCN a effectué une **visite technique** à l'usine Valinox de Montbard afin de vérifier l'application de l'arrêté de 1974 à la fabrication de tubes de générateurs de vapeur destinés à la centrale chinoise de Lingao.

Une **réunion technique** a été organisée le 20 mars avec l'exploitation du parc nucléaire d'EDF pour faire le point de l'avancement des analyses sur les problèmes de stratification thermique observés sur certains tronçons des circuits d'alimentation en eau des générateurs de vapeur. Un programme de contrôle et d'expertise a été proposé par EDF afin de quantifier plus précisément les paramètres influants pour ce type de phénomène.

Le 25 mars, le BCCN a tenu chez l'aciériste Ugine-Savoie à Ugine une **réunion technique** destinée à évaluer l'aptitude générique de cet industriel à fournir des lingots et demi-produits pour la fabrication de composants des CPP et CSP pour Framatome et l'UTO, et contrôler l'avancement de certaines commandes en cours.

L'**inspection** du 31 mars s'est déroulée à Ugine (Savoie), dans l'établissement Cezus chargé de la fabrication d'ébauches pour les gaines de crayons combustibles de fourniture Fragema. Elle a abordé notamment la qualification d'équipements nouveaux récemment installés dans le cadre de la réorganisation de l'entreprise entre ses établissements de Montreuil-Juigné et d'Ugine.

Les 1^{er} et 2 avril, le BCCN a effectué une visite technique à l'usine CMI (Cockerill Mechanical Industries) à Liège en Belgique afin de vérifier l'application de la réglementation à la fabrication des viroles du circuit secondaire de générateurs de vapeur de rechange pour le parc français et d'un pressuriseur destiné à la centrale chinoise de Lingao.

L'**inspection** du 2 avril, effectuée à la branche combustible de l'UNIFE (Unité nationale d'ingénierie du parc en exploitation) à Lyon a porté sur l'élaboration des plans de chargement des cœurs, sur le calcul des paramètres clés liés à la sûreté de ces derniers et sur les rapports entre cette unité et les centrales.

Une **réunion technique** a été organisée par EDF le 8 avril à la demande du BCCN pour faire le point sur l'avancement de la qualification de la méthode de contrôle destinée à l'examen de la peau interne des cuves des réacteurs à eau pressurisée. Ce contrôle est un élément important du dossier traitant de la durée de vie des cuves.

Une **réunion technique** s'est tenue dans les locaux de la centrale du Tricastin le 8 avril pour examiner le programme envisagé par EDF en vue de remettre en conformité les corps moulés des organes de robinetterie du circuit secondaire principal des REP.

La **visite technique** du BCCN le 16 avril à l'usine Wyman Gordon à Livingstone (Ecosse) avait pour but de vérifier les conditions de matriçage des corps des vannes ou de clapets fabriqués par GEC-Alsthom Velan, pour des matériels de rechange et pour des matériels destinés à la centrale chinoise de Lingao.

Le 22 avril, le BCCN a effectué une **visite technique** à l'usine Framatome de Chalon-Saint-Marcel afin de contrôler une opération d'expansion hydraulique de tube d'un générateur de vapeur destiné à la centrale chinoise de Lingao.

Le 21 avril s'est tenue à Cadarache une **réunion** relative à la teneur en tritium des rejets de la Station de traitement des effluents (STED).

Les 23 et 24 avril, le BCCN a tenu à l'atelier de maintenance chaud de la SOMANU une **réunion technique** avec le service UTO d'EDF au cours de laquelle ont été examinées les conditions de réalisation d'une soudure d'enveloppe sur une bride de barrière thermique de pompe primaire pour réacteur de 900 MWe (nouvelle conception de soudure dite soudure « bout à bout »). Un examen de quelques dossiers de remise en état d'hydrauliques de pompes primaires a également été effectué à cette occasion.

Les 27 et 28 avril, le BCCN s'est rendu chez l'aciériste Aubert et Duval pour une **réunion technique** destinée à évaluer l'aptitude générique de cet industriel à fournir des lingots et demi-produits pour la fabrication de composants des circuits primaires et secondaires principaux pour Framatome et l'UTO, et contrôler l'avancement de certaines commandes en cours.

Les 29 et 30 avril, une **visite technique** a été organisée à l'usine Bouvier Darling à Fontaine afin de vérifier les conditions de fabrication de clapets de rechange et de la future vanne d'isolement vapeur fournie par cet industriel.

Le 30 avril, une **réunion technique** s'est tenue dans les locaux d'EDF à Paris entre le BCCN et le DES et EDF pour examiner la cohérence des différents volets du dossier justifiant la tenue en service des cuves REP du palier 900 MWe.

Le transport des matières radioactives

- Certificats délivrés

Les arrêtés ADR (Accord européen relatif au transport international des marchandises dangereuses par route) et RID (Règlement international concernant le transport des marchandises dangereuses par chemin de fer) ont été modifiés par deux arrêtés du 16 décembre 1997, publiés le 20 janvier 1998 au Journal officiel. Ces modifications prennent en compte les nouvelles attributions des ministres en charge de l'industrie et de l'environnement concernant la sûreté des transports de matières radioactives.

Par délégation du ministre de l'économie, des finances et de l'industrie et du ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a délivré les certificats suivants :

Requérant(s)	Cote du certificat	Type du certificat	Date du certificat	Référence du certificat	Nature du transport
NCT NCS	F/634/AF Ab	Validation	24/03/98	DSIN/GRE/SD1/N° 63/98	UF ₆
BNFL	F/730/B(M) Td	Validation	30/03/98	DSIN/GRE/SD1/N° 67/98	Assemblages combustibles irradiés - emballage vide
Ire Fleurus	F/529/X	Arrangement spécial	31/03/98	DSIN/GRE/SD1/N° 68/98	Cibles irradiées
CIS Bio	F/083/S-85 Aa	Agrément	02/04/98	DSIN/GRE/SD1/N° 69/98	Sources radioactives
CIS Bio	F/453/X	Arrangement spécial	07/04/98	DSIN/GRE/SD1/N° 74/98	Sources radioactives
NCT NCS BNFL RSB	F/634/AF Ac	Validation	16/04/98	DSIN/GRE/SD1/N° 83/98	UF ₆
ATEA	F/335/B(U)-85Bb	Prorogation	16/04/98	DSIN/GRE/SD1/N° 82/98	Sources radioactives
Transnucléaire	F/274/B(U)F-85Gf	Prorogation	16/04/98	DSIN/GRE/SD1/N° 81/98	Assemblages combustibles REP irradiés
Transnucléaire	F/518/X	Arrangement spécial	16/04/98	DSIN/GRE/SD1/N° 84/98	Matières plutonifères
CIS Bio	F/327/B(U)-85 De	Extension	22/04/98	DSIN/GRE/SD1/N° 86/98	Sources radioactives
CEA	F/329/B(U)-85 Cf	Extension	23/04/98	DSIN/GRE/SD1/N° 88/98	Bouteilles de gaz tritié
Transnucléaire	F/274/B(U)F-85Gm	Extension	28/04/98	DSIN/GRE/SD1/N° 92/98	Assemblages combustibles REP irradiés
Transnucléaire	F/631/AF-85Tc	Validation	30/04/98	DSIN/GRE/SD1/N° 97/98	Eléments combustibles Triga
CIS Bio	F/337/B(U)-85 Bb	Prorogation	30/04/98	DSIN/GRE/SD1/N° 98/98	Sources radioactives

- Les inspections

Fontenay-aux-Roses (Hauts-de-Seine)

► Centre d'études du CEA

L'inspection du 4 mars a porté sur l'organisation mise en place par le site pour gérer les transports de matières radioactives sur la voie

publique et sur la vérification du respect de la réglementation applicable en la matière.

Gravelines (Nord)

L'inspection du 25 mars a permis de faire le point sur les transports de matières nucléaires réalisés depuis et vers le site. Des

examens de dossiers ont été effectués, notamment en ce qui concerne l'évacuation d'un couvercle de cuve et celle de combustible irradié. Les problèmes liés à la présence de points de contamination de colis ont été évoqués.

Marcoule (Gard)

► **Usine MELOX de fabrication de combustibles nucléaires MOX**

L'**inspection** du 2 avril a permis d'examiner l'organisation mise en place par l'exploitant pour assumer ses responsabilités d'expéditeur pour le transport de produits radioactifs sur la voie publique (assemblages combustibles MOX, assemblages de produits rebutés et déchets).

– **Services centraux d'EDF**

L'**inspection** du 8 avril a porté sur l'organisation mise en place par les services centraux d'EDF pour assurer le contrôle du transport des marchandises radioactives. Les inspecteurs ont examiné les notes du manuel qualité des services centraux d'EDF couvrant ce domaine, les contrôles et actions de maintenance exercés sur les colis dont EDF est propriétaire, les relations entre EDF et les prestataires retenus pour le transport des colis.

Bugey (Ain)

L'**inspection** du 21 avril a porté sur l'organisation du site visant à assurer le suivi du transport des matières radioactives. Les inspecteurs ont examiné les notes du manuel

qualité couvrant ce domaine ainsi que des dossiers d'activité et ont procédé à une visite des lieux de chargement et de déchargement des colis. Désormais, au départ du site et à l'arrivée, un prestataire procède à des contrôles supplémentaires du niveau de contamination des colis de transport de combustible utilisé.

La Hague (Manche)

Terminal ferroviaire de Valognes

Une **inspection** menée conjointement par la DSIN et l'OPRI a été réalisée le 28 avril sur le terminal ferroviaire de Valognes, propriété de COGEMA La Hague.

Cette visite a été l'occasion de faire le point sur l'organisation mise en place pour assurer l'exploitation de ce terminal d'une part et sur l'état radiologique des convois de combustibles irradiés transitant par ce terminal avant de rejoindre le site de COGEMA La Hague d'autre part.

Il a été constaté que, en 1997, 35 % des convois (wagons ou emballages) utilisés par EDF pour transporter son combustible irradié vers le site de La Hague présentaient une contamination surfacique supérieure au seuil réglementaire. Les actions correctrices mises en œuvre par EDF sur demande de la DSIN ont permis d'abaisser ce pourcentage à environ 15 % en 1998. La DSIN veillera à ce que les progrès se poursuivent. Parmi les convois trouvés contaminés à Valognes en 1997 et 1998 se trouvent également des convois allemands et suisses. La DSIN en a immédiatement informé ses homologues.

**Réunions du Groupe permanent
« réacteurs »**

Le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs s'est réuni le 19 mars, puis le 25 mars avec son homologue allemand pour continuer l'examen des options de sûreté du futur EPR, en ce qui concerne notamment la conception du cœur du réacteur, les injections de sûreté et les agressions externes. Le Groupe permanent a par ailleurs tenu une réunion interne, le 2 avril, pour examiner les conditions de son propre fonctionnement et les résultats des actions entreprises à la suite d'une réunion analogue tenue l'an dernier.

**Réunion du Groupe permanent
« usines »**

Le 11 février, le Groupe permanent d'experts chargé des usines a examiné le référentiel de sûreté de l'installation de traitement des effluents et des déchets radioactifs de Cadarache. Le 20 avril, à la suite de cet examen, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé l'exploitant à poursuivre l'exploitation de cette installation jusqu'en 2006, date à laquelle la nouvelle installation de traitement des déchets (AGATE) devra être mise en service.

**Réunions de la Section permanente
nucléaire de la CCAP**

Le 17 mars, la Section permanente nucléaire (SPN) de la Commission centrale des appareils à pression (CCAP) a pris position sur les trois sujets suivants :

Stratégie concernant les contrôles, la réparation et le remplacement des barrières thermiques des pompes primaires des réacteurs de 900 MWe affectées par des phénomènes de fissuration par fatigue. La SPN a examiné les résultats des analyses fournies par EDF pour expliquer ces phénomènes et y trouver remède de façon définitive. A cet égard, elle a examiné la nouvelle conception envisagée pour ces matériels ainsi que le programme de remplacement de l'ensemble de ces équipements sur le palier 900 MWe.

La SPN a conclu à l'acceptabilité de la stratégie proposée par EDF, comportant notamment la mise en place de barrières thermiques de conception nouvelle au plus tard en 2004, moyennant quelques compléments.

Protection contre les suppressions des réservoirs de décharge du pressuriseur.

A l'occasion d'une demande de dérogation ponctuelle à la réglementation générale des appareils à pression concernant le palier N4, la SPN a examiné les risques d'éclatement prématuré des disques de rupture installés sur ces réservoirs, éclatement qui peut avoir des conséquences sur la sécurité du personnel. Elle a recommandé la réalisation d'essais spécifiques pour s'assurer de l'absence d'éclatement prématuré.

Conditions d'acceptation d'approvisionnements de matière destinés à la construction des composants non cruciaux des CPP et CSP des REP (avant leur transformation). La SPN a donné un avis favorable à une clarification des règles applicables. L'interprétation retenue conduit à une meilleure adéquation entre les garanties nécessaires pour assurer la qualité des approvisionnements et le contexte industriel actuel.

Le 28 avril, la Section permanente nucléaire s'est réunie pour examiner la stratégie mise en œuvre par EDF afin de traiter le phénomène dit « Farley-Tihange » (anomalie de fissuration apparue à Dampierre fin 1996 et qui s'est révélée générique, déjà évoquée dans deux numéros antérieurs de la revue « Contrôle »). Le prochain numéro de la revue fera un nouveau point sur cette question.

Installation CEDRA

Deux enquêtes publiques se sont déroulées conjointement du 1^{er} septembre au 15 octobre 1997, l'une concernant la création à Cadarache d'une installation nucléaire de base dénommée CEDRA et l'autre concernant l'autorisation de procéder à des rejets d'effluents liquides et gazeux et à des prélèvements d'eau pour cette même installation. Cette nouvelle installation aurait pour objet

de traiter et d'entreposer les déchets radioactifs à vie longue. La commission d'enquête a émis le 6 mars un avis défavorable, notamment en raison du manque de précisions concernant les producteurs, l'origine, la nature et les volumes de déchets devant être traités dans cette installation. La procédure sera reprise sur la base d'un nouveau dossier tenant compte des observations de la commission d'enquête.

Réunions de la CLI de Cadarache

Le groupe « communication » de la Commission locale d'information (CLI) de Cadarache s'est réuni les 9 et 16 mars ainsi que le 23 avril pour la mise au point du Numéro 4 de la lettre de la CLI.

Le groupe « surveillance de l'environnement » s'est réuni le 1^{er} avril. Il s'est principalement intéressé aux incidents et aux rejets des installations du CEA à Cadarache.



Vallée des piles à Cadarache

Réunion à la préfecture des Ardennes

Le 3 avril, les représentants d'EDF ont présenté à la préfecture des Ardennes (représentant du préfet et Services préfectoraux, Direction départementale des affaires sanitaires et sociales, service de la navigation de la Meuse, Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement de Champagne-Ardenne) un projet actualisé de chloration des circuits de refroidissement des réacteurs B1 et B2 de la centrale de Chooz pour la prévention de la prolifération des amibes au cours de la période estivale ; ce projet comporte une évaluation des rejets en Meuse liés aux opérations envisagées. Une consultation des services concernés a été engagée.

Réunion de la sous-commission « sûreté-environnement » de la CLI de Civaux

La sous-commission « sûreté-environnement » de la Commission locale d'information (CLI) de Civaux s'est réunie le 25 mars au conseil général de la Vienne ; le sujet principal de cette réunion concernait les effets de la radioactivité sur la santé humaine.

Réunion de la sous-commission « technique » de la CLI de Gravelines

La sous-commission « technique » de la Commission locale d'information (CLI) de Gravelines s'est réunie le 7 avril pour examiner la question de la durée de vie des cuves des réacteurs à eau sous pression, notamment celles équipant les 6 réacteurs de la centrale nucléaire de Gravelines.

Les représentants des services chargés de l'instruction du dossier au plan national, les services d'EDF et le Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN) de l'Autorité de sûreté ont participé à cette réunion.

Réunion de la Commission spéciale et permanente d'information de La Hague (CSPI)

La Commission spéciale et permanente d'information de La Hague (CSPI) s'est réunie le 30 mars. A cette occasion, Madame Sugier, présidente du groupe de travail radioécologie dans le Nord-Cotentin, est venue présenter l'état d'avancement des travaux du groupe. L'après-midi a été consacré à la validation du 1^{er} numéro du bulletin d'information de la CSPI en vue d'une diffusion en avril.

Réunion du bureau de la CLI de Paluel/Penly

Le bureau de la Commission locale d'information (CLI) auprès des sites de Paluel et de Penly s'est réuni le 10 mars. L'ordre du jour portait sur la validation de la première lettre d'information de la CLI, le programme d'actions 1998 et son financement.

Réunions et commissions internationales

Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA)

Le directeur adjoint de la DSIN a participé du 5 au 8 avril à la réunion du groupe NUSSAC, qui a examiné plusieurs projets de documents à caractère réglementaire, en particulier dans le domaine de l'exploitation des réacteurs.

Réunion du G24 nucléaire

Le groupe du « G24 nucléaire », qui comprend les 24 pays de l'OCDE et les institutions financières internationales participant aux programmes d'assistance nucléaire aux pays d'Europe de l'Est, s'est réuni à Bruxelles du 26 au 27 mars. Les représentants des pays d'Europe de l'Est ont souligné que les améliorations de sûreté apportées aux réacteurs les moins sûrs contribuent à justifier leur fonctionnement pendant la totalité de leur durée de vie prévisionnelle, car les bases sur lesquelles l'engagement de fermeture avait été pris ont changé compte tenu de ces améliorations.

Union européenne – réunion du groupe RAMG

Les représentants des pays d'Europe de l'Ouest participant au Groupe d'assistance aux Autorités de sûreté de l'Est (RAMG) se sont réunis à Bruxelles les 17 et 18 mars. Outre l'examen habituel de l'état d'avancement des différents programmes, le groupe s'est prononcé sur les priorités de financement des programmes mis en œuvre par leurs appuis techniques en faveur des Autorités de sûreté des pays d'Europe de l'Est.

Réunions des responsables européens de la sûreté nucléaire

A l'initiative de la DSIN, s'est tenue le 12 mars une réunion des responsables du contrôle de la sûreté nucléaire des pays de l'Union européenne ayant développé un programme de réacteurs de puissance : Allemagne, Belgique, Espagne, Finlande, Grande-Bretagne, Italie, Pays-Bas, Suède et France. Les discus-

sions ont porté d'une part sur l'état d'avancement des travaux franco-allemands relatifs au projet EPR, d'autre part sur l'action que ces pays entendent conduire en commun dans le cadre de l'élargissement de l'Union européenne à des pays d'Europe centrale dont sept ont des réacteurs nucléaires en exploitation ; les sept pays concernés sont : la Bulgarie, la Hongrie, la Lituanie, la Roumanie, la République Tchèque, la Slovaquie et la Slovénie.

Le 13 mars, les neuf responsables d'Autorité de sûreté nucléaire des pays de l'Union européenne ont informé les responsables des Autorités de sûreté nucléaire des sept pays précités ainsi que la Commission européenne (DG IA) des conclusions auxquelles ils étaient parvenus la veille : ils ont décidé, pour chacun de ces pays candidats, d'exprimer dans un rapport leur opinion d'une part sur le régime réglementaire et l'état de l'Autorité de sûreté, d'autre part sur la sûreté des réacteurs électronucléaires. Ce rapport sera transmis au début de 1999 au Conseil des ministres de l'Union.

Allemagne

Le Comité de direction franco-allemand sur la sûreté nucléaire (DFD) s'est réuni le 11 mars en région parisienne. Outre un échange d'informations générales, les discussions ont porté sur les travaux communs relatifs au projet de réacteur EPR et sur l'assistance aux pays d'Europe Centrale et Orientale.

Dans le cadre des échanges bilatéraux franco-allemands sur le transport des matières dangereuses, la DSIN a participé le 6 avril à une réunion rassemblant des représentants des ministères des transports allemand et français, du BMU ainsi que du BfS (Office fédéral de radioprotection) et du BAM (Bureau fédéral de recherche et d'essais sur les matériaux) qui apportent au BMU un appui technique pour les questions liées à la sûreté des transports de matières nucléaires. Outre un échange d'informations générales, les discussions ont porté sur les difficultés rencontrées pour l'agrément des emballages de la classe 7.

Arménie

Un représentant de la DSIN a participé du 20 au 24 avril à une action du programme RAMG pour l'Autorité de sûreté de ce pays. Celle-ci a porté sur l'examen des futurs textes réglementaires qu'elle doit élaborer.

Belgique

Le groupe franco-belge de sûreté a été mis en place dans le cadre de l'accord du 10 mai 1982 relatif aux échanges d'informations dans le domaine de la sécurité nucléaire. Présidé du côté français par le directeur adjoint de la DSIN, il s'est réuni à Paris le 24 avril. Les échanges ont notamment porté sur les problèmes relatifs aux grappes de contrôle dans les deux pays et aux fissurations des pénétrations de couvercles de cuve ; en outre, la partie française a présenté l'état de la situation des deux tranches de Chooz B ainsi que le projet de démantèlement de la centrale de Chooz A et les étapes de la procédure correspondante.

Canada

Le chargé de mission pour les relations avec le Canada a effectué une courte mission auprès de la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) les 21 et 22 avril. Il a, à l'occasion de cette mission, rencontré l'ingénieur de la DSIN détaché pour trois ans auprès de la CCEA : après une période de formation, ce détachement entre maintenant dans une phase active au sein de la section de la radioprotection appliquée.

Chine

Le chargé de mission pour les relations avec la Chine a rencontré fin mars l'Administration nationale pour la sûreté nucléaire (ANSN). L'objectif était de préparer le prochain comité directeur DSIN-ANSN du mois de mai et de faire le point sur les coopérations en cours. L'ANSN a indiqué que son statut risquait d'être affecté par les réformes de l'administration chinoise entreprises par le nouveau Premier ministre.

Espagne

Le 29 avril s'est tenue à Tarragone la réunion du comité directeur franco-espagnol ; elle a été suivie, le 30 avril, d'une visite de la centrale de Vandellos-1 en cours de démantèle-

ment. Outre un échange mutuel d'informations générales, les discussions ont principalement porté sur les questions relatives au démantèlement des installations nucléaires ainsi que sur la préparation des rapports qui seront présentés par chaque pays à la réunion d'examen par les pairs organisée dans le cadre de la Convention sur la sûreté nucléaire. En outre, conformément à la décision de principe qu'ils avaient prise à la précédente réunion, le directeur de la sûreté des installations nucléaires et son homologue espagnol, le président du Consejo de Seguridad Nuclear, ont approuvé le projet d'un échange d'inspecteurs qui étudieront des points particuliers liés à la réglementation et au contrôle des déchets de faible activité dans les deux pays.



Comité directeur Franco-Espagnol

Etats-Unis

La DSIN a organisé les 9 et 10 mars une réunion avec la division chargée à la NRC de la gestion des déchets. Les échanges, auxquels a également participé l'IPSN, ont porté sur les stockages souterrains, la gestion des déchets de très faible activité, les stockages de surface et les problèmes de démantèlement. La NRC et la DSIN souhaitent renforcer leur coopération dans ces domaines.

Le directeur de la DSIN s'est rendu aux Etats-Unis du 13 au 17 avril. Il a assisté à la conférence annuelle organisée par « l'Office of nuclear reactor regulation », qui a regroupé environ 700 personnes. Cette conférence a pour but de présenter chaque année les activités réglementaires de la NRC aux exploitants, aux concepteurs, aux constructeurs et à de nombreuses délégations étrangères (Japon, Espagne, etc.). Les 16 et 17 avril s'est

tenue la réunion bilatérale DSIN-NRC/NRR. Après des présentations générales sur le nucléaire en France et aux Etats-Unis, les échanges ont porté sur les « risk informed regulations », la maintenance, le combustible, la nouvelle réglementation française relative aux circuits primaire et secondaire, et les événements significatifs. Le directeur de la DSIN a également rencontré deux commissaires de la NRC. Madame Dicus et Monsieur Mac Gaffigan, et a participé à une réunion avec la direction de « l'Office of nuclear material safety and safeguards » qui a permis d'identifier de nouveaux domaines de coopération avec la NRC.

Au cours de son séjour, le directeur de la DSIN a visité l'usine de fabrication de combustible Framatome/COGEMA de Lynchburg en Virginie qui appartenait autrefois à Babcock et Wilcox, ainsi que le centre de Framatome Technology Inc.

Du 20 au 22 avril, le BCCN et ses homologues au sein de la NRC ont abordé les problèmes techniques liés au vieillissement des composants du circuit primaire des REP, leurs méthodologies de traitement et leur état d'avancement dans les deux pays. Le cas de l'irradiation des cuves a été détaillé : prédiction de l'état fragilisé, état réel de fragilisation, calculs de nocivité et inspection en service (présence éventuelle de défauts). Les discussions ont également porté sur le traitement des fissurations de tubes et structures internes des générateurs de vapeur, la fragilisation des composants inoxydables moulés (France) et les fuites d'enceintes sous pression de mécanismes de commande de grappes (Etats-Unis).



NRC – Conférence NRR – M. Collins



NRC – Conférence NRR – M. Diaz

Japon



Comité Directeur DSIN – MITI

Le directeur adjoint de la DSIN a rencontré ses homologues du MITI à Tokyo les 17 et 18 mars. Les échanges ont porté sur les événements significatifs, les études probabilistes de sûreté, l'organisation de la crise et la pratique de l'inspection. Ce dernier thème, abordé pour la première fois avec le MITI, a été discuté dans une réunion spécifique très ouverte en parallèle avec la réunion plénière. A l'issue de ces réunions, la délégation française a visité le centre d'appui technique en matière d'incidents nucléaires de NUPEC (Nuclear Power engineering corporation) puis la centrale de Genkai (4 tranches – 3500 MW) située dans l'île de Kyushu et plus particulièrement la tranche 4, qui est le REP le plus récemment mis en service au Japon.



Centrale de Genkai

Luxembourg

Le groupe technique franco-luxembourgeois sur la sûreté nucléaire s'est réuni à Paris le 21 avril. Les discussions ont porté sur l'échange automatique de données radiologiques, sur la sûreté de la centrale de Cattenom et notamment les résultats des contrôles effectués au cours des arrêts annuels de tranche, ainsi que sur le fonctionnement du système SELCA d'échanges d'informations.

Maroc

Après deux mois de formation à l'IPSN sur l'analyse de la sûreté des réacteurs expérimentaux, un ingénieur de la division nucléaire du ministère de l'énergie et des mines du Maroc a effectué un stage à la DSIN et à la DRIRE Provence-Alpes-Côte d'Azur pour étudier comment l'Autorité de sûreté réalise les inspections. En particulier, cet ingénieur a suivi le stage de formation sur l'inspection organisé par la DSIN du 28 au 30 avril et a observé le déroulement de plusieurs inspections.

Roumanie

Du 20 avril au 8 mai, pour répondre à une sollicitation de l'AIEA, la DSIN a présenté à un expert roumain, en collaboration avec l'OPRI, l'IPSN, la MARN et EDF, l'organisation mise en place pour répondre à une éventuelle crise nucléaire.

Russie

La DSIN a participé à la réunion de démarrage du nouveau programme RAMG d'assistance à l'Autorité de sûreté russe qui s'est tenue du 6 au 9 avril à Cologne.

Slovénie

La deuxième phase du programme RAMG d'assistance à l'Autorité de sûreté slovène, à laquelle participe la DSIN, s'est terminée en mars 1998. La réunion de clôture qui s'est déroulée à Ljubljana les 11 et 12 mars a révélé les nombreux progrès accomplis par cette Autorité dans l'accomplissement de ses missions de contrôle.

Le BCCN a reçu à Dijon le 26 mars, dans le cadre d'un programme de coopération de l'AIEA, une délégation slovène en vue du futur remplacement des générateurs de vapeur de la centrale de Krsko. Cette délégation s'est surtout intéressée à la façon dont le BCCN contrôle ce type d'intervention en France.

Suisse

Comme l'avait demandé la Commission franco-suisse de sûreté nucléaire lors de sa dernière réunion, le 5 juin 1997 à Genève, des responsables des deux pays se sont rencontrés, les 7 et 8 avril en Suisse, pour discuter des questions relatives à l'organisation en cas de crise ; la délégation française comprenait des représentants de la DSIN, de la MARN, de l'IPSN et de l'OPRI.

Ukraine

Dans le cadre de son accord bilatéral avec l'Autorité de sûreté ukrainienne, la DSIN a examiné lors d'une visite à Kiev les 3 et 4 mars les demandes de cette Autorité pour la mise en place d'une organisation de crise nucléaire. La contribution de la DSIN devrait porter essentiellement sur la formation du personnel à l'élaboration des scénarios d'exercices. La première action de formation a pu être lancée très rapidement en France, du 27 au 30 avril, pour deux experts ukrainiens, qui ont bénéficié d'une partie du programme de formation déjà mis en place en faveur de l'Autorité de sûreté roumaine.



Dossier

**Radioprotection et installations
nucléaires de base**



Radioprotection et installations nucléaires de base

Sommaire

- **Avant-propos**
par André-Claude Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires – DSIN
- **La radioactivité, les effets stochastiques, les faibles doses**
par le docteur Jean Piechowski, chef du bureau de la radioprotection – Direction générale de la santé
- **Le principe de précaution, ALARA et la gestion du risque radiologique**
par Jacques Lochard, Christian Lefauve, Caroline Schieber, Thierry Schneider – Centre d'étude sur l'évaluation de la protection dans le domaine nucléaire (CEPN)
- **Directive du Conseil N° 96/29/Euratom du 13 mai 1996 fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants**
par Jean-François Lecomte, assistant auprès du directeur, Marie-Hélène Massuelle, assistante juridique au service d'évaluation et de gestion des risques (SEGR) du Département de protection de la santé de l'homme et de la dosimétrie (DPHD)
et Philippe Hubert, chef du SEGR – Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN)
- **L'organisation de la radioprotection sur un Centre du CEA**
par Didier Delmont, chef du service de protection contre les rayonnements et de surveillance de l'environnement (SPRSE) – CEA/Grenoble
– *Le SPR du Centre de Valduc confronté au risque alpha*
par Sandrine Boitel et Jean-Patrick Le Fauconnier, département de support technique et administratif, service de protection contre les rayonnements – CEA/Valduc
- **Radioprotection dans l'atelier de vitrification T7 de l'usine UP3 de La Hague**
par Jacques Kalimbadjian, chef du service de prévention et de radioprotection
et Jean Laize, chef du groupe radioprotection atelier T7 – COGEMA La Hague
- **Application du principe d'optimisation lors du remplacement de GV d'un REP**
par Alain Blain, chef du département radioprotection sécurité des services nucléaires – Framatome Lyon
et Michel Cassou, ingénieur projet RGV – EDF Marseille
- **La surveillance des prestataires d'EDF**
par Véronique Jacq, sous-direction des réacteurs de puissance – DSIN
- **La surveillance de l'impact radiologique des sites nucléaires**
par Jean-Luc Pasquier et Jean-Pierre Vidal – Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI)
– *La remise à jour des autorisations de rejets*
par Philippe Saint Raymond, directeur-adjoint – DSIN
- **Les principes de radioprotection en cas d'accident grave sur un site nucléaire**
par Didier Champion, sous-directeur inspection, crise, environnement – DSIN
et Jean Piechowski, chef du bureau de la radioprotection – Direction générale de la santé
- **Etat d'avancement des études épidémiologiques autour de La Hague**
par Alfred Spira, président du groupe « Epidémiologie Nord-Cotentin » et professeur à la faculté de médecine Paris Sud-INSERM
et Odile Bouton, épidémiologiste – INSERM
- **Données radioécologiques sur le Nord-Cotentin**
par Annie Sugier, présidente du groupe « Radioécologie Nord-Cotentin » et directrice déléguée à la protection – Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN)
- **Les défis en matière de radioprotection au Canada**
par le Docteur Agnes J. Bishop, présidente de la Commission de contrôle de l'énergie atomique
- **Points de vue extérieurs**
 - **La radioprotection, dans et hors les installations nucléaires**
par Jean-Claude Zerbib, ingénieur en radioprotection – ancien membre du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN)
 - **Impact des installations nucléaires sur l'environnement**
par Pierre Barbey, conseiller scientifique – Association pour le contrôle de la radioactivité dans l'Ouest (ACRO)

Avant-propos

A l'évidence, il existe un lien étroit entre sûreté nucléaire et radioprotection. La sûreté nucléaire comprend l'ensemble des dispositions prises pour prévenir les accidents affectant des installations nucléaires – lesquels auraient essentiellement un caractère radiologique – et en limiter les effets ; la radioprotection, appliquée aux mêmes installations, comprend l'ensemble des dispositions destinées à limiter et mesurer les effets des rayonnements ionisants sur les travailleurs et la population, en situation normale ou accidentelle. Si l'histoire a conduit en France à confier le contrôle de ces deux domaines à des administrations différentes, la pratique au quotidien repose sur une interface permanente entre sûreté et radioprotection. D'ailleurs, comment pourrait-on apprécier les performances sur le plan de la sûreté sans tenir compte des dispositions prises en matière de protection contre les rayonnements ionisants et sans considérer l'accep-

tabilité de l'impact radiologique du fonctionnement normal d'une installation nucléaire ? De ce fait, l'Autorité de sûreté a développé, au fil des années, des relations de travail de plus en plus étroites avec les acteurs en charge du contrôle de la radioprotection, comme en témoignent certains articles de ce dossier, et s'implique elle-même de plus en plus dans les questions touchant la radioprotection.

Il a donc paru tout à fait opportun de consacrer un dossier de la revue *Contrôle* au sujet de la radioprotection dans les installations nucléaires. La lecture de ce dossier permet de découvrir les différentes facettes du sujet, et de constater que, si la radioprotection est globalement prise en charge avec sérieux, certains aspects, tels que la protection des travailleurs et la surveillance de l'impact sanitaire, posent questions et sont susceptibles de progrès.

André-Claude Lacoste

Directeur de la sûreté des installations nucléaires

La radioactivité, les effets stochastiques, les faibles doses

par le docteur Jean Piechowski, chef du bureau de la radioprotection – Direction générale de la santé

L'homme est soumis à une irradiation naturelle

La radioactivité fait partie, de façon naturelle, de notre environnement et de nous-mêmes. Elle présente diverses composantes : cosmique, tellurique, et les radioéléments sont présents d'une manière ubiquitaire dans la matière « inerte » (roches, sols, etc.), l'eau douce et surtout l'eau de mer, ainsi que dans la matière vivante, faune et flore. On retiendra une valeur indicative de l'ordre du Bq par gramme de solide ou par litre d'eau. L'air comporte en particulier du radon avec ses descendants, environ 50 à 100 Bq par m³ en situation courante.



Nous-mêmes portons de la radioactivité, en particulier du carbone 14 (environ 4 000 Bq) et du potassium 40 (environ 5 000 Bq). Ce dernier, présent partout dans toutes les cellules de l'organisme, est très radiotoxique puisque son émission bêta est de l'ordre de 1,3 MeV maximum et 0,56 MeV en moyenne, et le rayonnement gamma d'accompagnement a une énergie de 1,5 MeV, supérieure à celle du cobalt 60. Chaque personne émet chaque seconde 5 000 désintégrations de potassium 40 qui l'irradie elle-même ainsi que son voisinage (dose incluse dans la contribution alimentaire, cf. tableau).

Le tableau suivant donne une répartition simple des diverses doses effectives reçues,

en moyenne, par une personne. On remarque immédiatement la faible contribution des doses liées aux activités humaines non médicales.

DOSES EFFECTIVES ANNUELLES – ORDRES DE GRANDEUR	
Irradiation naturelle :	2,4 mSv
• Radon (inhalation)	1,2 mSv
• Tellurique (externe)	0,4 mSv
• Cosmique (externe)	0,4 mSv
• Alimentation (ingestion)	0,4 mSv
Irradiation résultant des activités humaines	1,2 mSv
• Médical	1 mSv
• Industrie nucléaire, essais de bombes en atmosphère et autres activités	0,2 mSv
TOTAL ANNUEL	3,6 mSv

Le risque stochastique (cancers, leucémies, effets héréditaires) a été démontré à des doses élevées. De nombreuses études épidémiologiques convergent sur ce point et les divers bilans et travaux de l'UNSCEAR et de la CIPR conduisent à une estimation de l'ordre de 5 % par Sv en probabilité ajoutée au risque naturel de cancer qui est de l'ordre de 20 à 25 %.

Quel risque supplémentaire apportent les radioéléments artificiels ?

La question fondamentale qui revient de manière récurrente à propos du risque aux faibles doses concerne la manière de procéder pour l'estimer. En fait, l'habitude qui a été prise est de pratiquer une extrapolation linéaire sans seuil à partir des résultats observés aux fortes doses. Ce déplacement (très

simple et qui ne prend pas assez en compte la réalité biologique) sur l'échelle des doses est critiquable parce que les conséquences de l'impact du rayonnement au niveau des organes et tissus diffèrent précisément en fonction de la plage de dose. Il est clair que l'atteinte des organes et tissus et de leur fonctionnement dépendent du niveau de l'exposition et de sa répartition dans l'organisme, que les cibles biologiques diffèrent et que les effets tant cellulaires, histologiques que fonctionnels ne suivent pas une simple loi de proportionnalité. En particulier, la régulation des relations physiologiques entre tissus ou organes de radiosensibilités différentes est nécessairement modifiée en fonction de la dose reçue, or cette notion n'est *de facto* pas prise en compte dans une simple extrapolation linéaire.

En termes d'évaluation du détriment, le raisonnement pratiqué à l'heure actuelle consiste à tout ramener à la dose pour estimer les conséquences. Ceci mériterait d'être démontré. En effet, rien ne prouve que l'irradiation à partir du spectre naturel de radioactivité a les mêmes conséquences que celle à partir d'un spectre variable de radioéléments artificiels. A ce propos, la biologie présente de nombreux exemples où la discrimination par la matière vivante est d'une étonnante et très forte spécificité. Par exemple, les cellules distinguent très bien les molécules dextro- ou lévogyres et n'utilisent que l'une des variétés isomériques. De même, alors que le potassium et le sodium sont des alcalins, chimiquement très voisins, les cellules captent le potassium et laissent le sodium à l'extérieur. Par conséquent, rien ne permet de conclure que l'irradiation artificielle n'est pas subie par la matière vivante d'une façon différente de celle d'origine naturelle.



Mesure gamma ambiant

Ces faits montrent qu'il faudrait aller beaucoup plus loin dans l'analyse biologique des conséquences de l'irradiation, grâce à des indicateurs plus précis et spécifiques de l'impact biologique.

L'impact sur l'homme du fonctionnement des installations nucléaires devrait rester très faible ou non-décelable

En tout état de cause, pour le moment, il faut se contenter de la dose, et la grandeur qui est actuellement le mieux à même de rendre compte du risque aux faibles doses est la dose équivalente en Sievert (Sv). En désignant par H_T la dose équivalente à un tissu T de l'organisme et par W_T le facteur de pondération représentant la « sensibilité » au risque stochastique (cancer, effet héréditaire) de ce tissu, on définit la dose effective par la relation :

$$H_E = \sum_T W_T H_T$$

Cette grandeur permet d'associer à une irradiation hétérogène une dose représentative du risque stochastique global. On peut ainsi sommer des doses d'irradiation de répartitions diverses pour évaluer le risque stochastique global.

En ce qui concerne les travailleurs de l'industrie nucléaire, il n'a jamais été démontré d'excès de cancers ou leucémies pour des doses ne dépassant pas les limites, soit 50 mSv par an (et prochainement 20 mSv par application de la directive Euratom du 13 mai 1996). En réalité, pour une limite de 20 mSv, la moyenne de dose reçue par la population professionnellement exposée est de l'ordre de 2 mSv. Ceci correspond à un risque moyen pour le groupe de :

$$2 \cdot 10^{-3} \text{ Sv} \times 5 \% \text{ par Sv} = 10^{-4} = 0,01 \% \text{ par an} \\ \text{ajouté à un risque naturel} \\ \text{pour la vie entière d'environ 20 à 25 \%}.$$

Quant à l'impact des installations nucléaires sur le public, il ne dépasse pas quelques pour cent de la limite réglementaire fixée pour la

population (soit 5 mSv par an et prochainement 1 mSv par application de la directive EURATOM du 13 mai 1996). Cet impact radiologique résulte essentiellement de **rejets de produits de fission et d'activation, sous forme d'effluents liquides, gazeux et d'aérosols**. En termes de dose, l'impact est de **quelques dizaines à une centaine de mSv par an pour le groupe critique**. Il est important de remarquer que les autorités ne pourraient, pour une installation donnée, autoriser des rejets proches de la limite. Indépendamment du principe d'optimisation, cette position relève du fait qu'une installation ne peut, à elle seule, obérer tout le capital dosimétrique contenu dans la valeur de la limite. Il est indispensable de laisser une marge suffisante pour que, si d'autres expositions de diverses origines venaient s'ajouter, il n'y ait pas dépassement de la limite.

Le risque associé à ces rejets est de l'ordre de :
 (10 à 100) 10^{-6} Sv x 5 % par Sv
 = $5 \cdot 10^{-7}$ à $5 \cdot 10^{-6}$
 = 0,00005 % à 0,0005 % par an
 ajouté à un risque naturel
 pour la vie entière d'environ 20 à 25 %.

En conclusion, l'estimation du risque – en se plaçant dans le respect des limites réglementaires – montre qu'il n'y a pas d'excès décelable de cancers ou leucémies, qu'il s'agisse des travailleurs ou du public. Toutefois, le développement d'indicateurs biologiques, en plus de la dose, est nécessaire pour apprécier plus spécifiquement les conséquences de l'irradiation et analyser d'éventuels stigmates biologiques sur des populations soumises, sur le long terme et de manière chronique, à des expositions artificielles ajoutées à l'exposition naturelle spontanée.

Le principe de précaution ALARA et la gestion du risque radiologique

par Jacques Lochard, Christian Lefaure,
Caroline Schieber, Thierry Schneider – Centre d'étude
sur l'évaluation de la protection dans le domaine nucléaire (CEPN)

Le principe de précaution

L'exposition aux rayonnements ionisants à des niveaux élevés induit des pathologies bien connues (effets déterministes), dès lors que des seuils d'apparition sont dépassés. En dessous de ces seuils, ces effets n'apparaissent pas, mais les observations épidémiologiques et radiobiologiques ont clairement démontré que le risque dominant est alors un accroissement de la probabilité de développer un cancer (effets stochastiques). Pour les très faibles niveaux d'exposition, il n'est pas possible de démontrer avec certitude l'existence de ces effets stochastiques sur la base des données disponibles, mais il n'est pas non plus possible de démontrer l'innocuité des expositions.

Face à cette incertitude, la communauté internationale a adopté une attitude de prudence, en retenant l'hypothèse d'une relation linéaire sans seuil entre le niveau d'exposition et la probabilité d'apparition des cancers radio-induits. Très schématiquement, à partir des résultats des études épidémiologiques, on estime à environ 5 % la probabilité pour un individu qui a subi, sa vie durant, une exposition cumulée de 1 sievert de décéder d'un cancer radio-induit. Cette situation correspondrait à un travailleur qui aurait atteint la limite de dose de 50 mSv chaque année pendant 20 ans.

En conséquence, toute exposition, même faible, étant susceptible d'induire des effets négatifs pour la santé, il apparaît donc logique de chercher à réduire les expositions. Dans les années 50, le corollaire de la précaution était la recherche du risque minimal, voire nul. Rapidement, cette formulation s'est avérée être un facteur potentiel de blocage, car elle pouvait remettre en cause l'existence des activités produisant ou utilisant des rayonnements ionisants, même si ces

dernières apportaient un bénéfice social. En effet, d'une part, la recherche du risque nul pour un groupe d'individus induit obligatoirement un transfert, au moins partiel, du risque vers d'autres groupes (ainsi la recherche du risque nul pour le public autour des installations nucléaires induit un transfert du risque vers les travailleurs) et, d'autre part, du fait de l'existence de rendements décroissants, la réduction des expositions conduit à engager des coûts de protection de plus en plus importants. Plutôt que la recherche du risque nul, c'est une attitude responsable, visant à ne pas gaspiller les ressources et à ne pas pénaliser un groupe au détriment d'un autre, qui a prévalu.

Le principe ALARA

L'adoption de cette attitude à la fois prudente et responsable a conduit à l'élaboration du principe ALARA ou principe d'optimisation de la radioprotection dont l'objectif est de « maintenir les expositions aussi bas que raisonnablement possible compte tenu des contraintes économiques et sociales ». C'est ce principe qui est inscrit dans le décret n° 88-622 du 6 mai 1988 relatif à la protection des travailleurs contre les rayonnements ionisants dans les installations nucléaires de base et qui s'énonce de la façon suivante :



Visite décennale : travaux dans le bâtiment réacteur

« Les matériels, procédés et l'organisation du travail doivent être conçus de telle sorte que les expositions professionnelles individuelles et collectives soient maintenues aussi bas qu'il est raisonnablement possible en dessous des limites prescrites par le présent décret. A cette fin, les postes de travail exposés font l'objet d'une analyse dont la périodicité est fonction du niveau d'exposition ».

D'un point de vue pratique, l'application de la démarche du principe d'optimisation de la radioprotection a pour objectif de rechercher la mise en œuvre des actions de protection les meilleures au regard du critère coût-efficacité. Cela suppose une démarche à la fois anticipatrice et évolutive. Démarche anticipatrice, puisque pour « gérer le risque » il est nécessaire de prévoir les expositions, identifier et quantifier les actions de protection possibles, et retenir celles qui sont compatibles avec les ressources disponibles et l'équité entre les individus dans le cadre d'un processus impliquant les divers acteurs concernés. Démarche évolutive, parce qu'elle

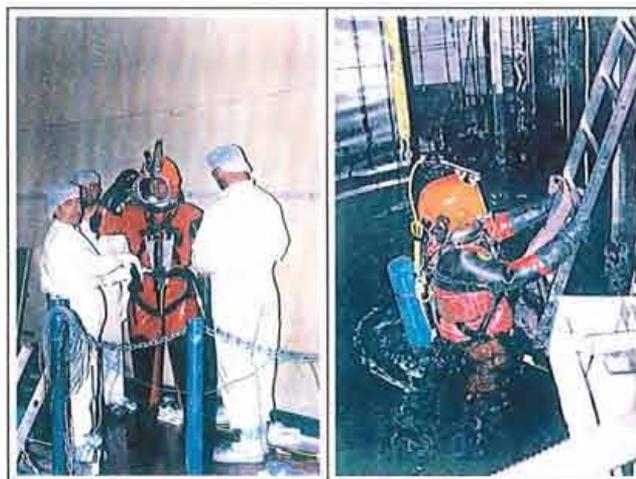
doit être suffisamment souple pour s'adapter à l'évolution des techniques, des ressources et du contexte social dans lequel elle s'applique.

La mise en œuvre de la démarche ALARA suppose que toutes les personnes concernées connaissent et acceptent les hypothèses précédemment décrites. L'acceptation d'un niveau de « risque résiduel » associé à toute activité est en effet le fondement de la responsabilisation et de la motivation de chacun, en vue de réduire les risques individuels et collectifs. En conclusion, la démarche ALARA s'appuie avant tout sur une culture commune du risque.

Pour en savoir plus :

Lochard J., Schieber C., « Gestion du risque radiologique : de la prévention à la précaution » – revue *Risques* – janvier-mars 1997, n° 29 pages 89-100.

Lefaire C., Schneider T., « Responsabilité et protection : le cas des expositions professionnelles » – revue *Risques* – janvier-mars 1997, n° 29 pages 101-113.



Travaux en piscine

Directive du Conseil N° 96/29/Euratom du 13 mai 1996 fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants

par **Jean-François Lecomte**, assistant auprès du directeur, **Marie-Hélène Massuelle**, assistante juridique au Service d'évaluation et de gestion des risques (SEGR) du Département de protection de la santé de l'homme et de la dosimétrie (DPHD) et **Philippe Hubert**, chef du SEGR – Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN)

Le système de radioprotection fait l'objet d'un consensus international qui évolue à la lumière des nouvelles connaissances scientifiques et du retour d'expérience. Depuis 1959, une **directive Euratom fixant les normes de base** en la matière, complétée ultérieurement par d'autres textes spécifiques, constitue l'ossature du système à mettre en œuvre par les Etats membres. La directive du Conseil 96/29/Euratom du 13 mai 1996 constitue sa dernière mise à jour. Celle-ci s'appuie sur la publication n° 60 de la CIPR (Commission internationale de protection radiologique) de 1990 et les dernières recommandations de l'ICRU (Commission internationale pour les unités de mesure des rayonnements). Elle entrera en vigueur le 13 mai 2000 et remplacera la directive 80/836/Euratom de 1980, modifiée en 1984 par la directive 84/467/Euratom. Entre-temps, les quinze Etats membres de la Communauté devront l'avoir transposée dans leur législation nationale. Les apports de la nouvelle directive sont importants.

Champ d'application

Le champ d'application de la directive distingue désormais trois types d'activités humaines : les pratiques (activités susceptibles d'accroître l'exposition aux rayonnements), les interventions (actions destinées à

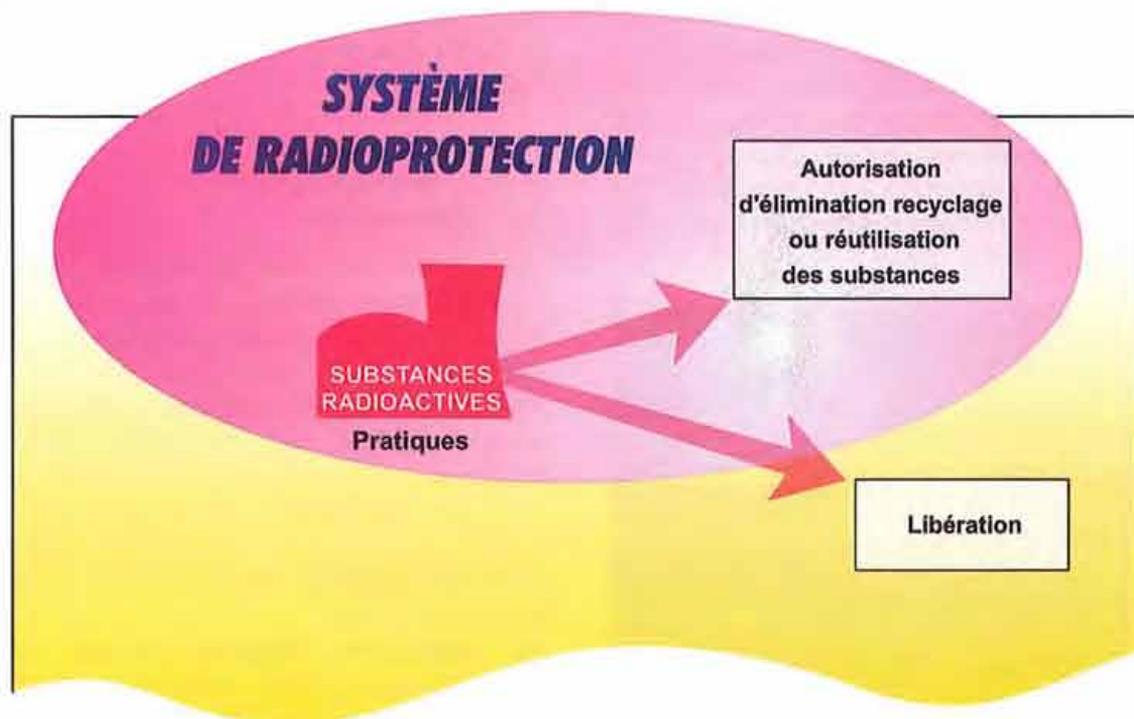
prévenir ou à réduire les expositions) et les activités professionnelles conduisant à une augmentation notable de l'exposition due aux sources naturelles de rayonnement. Sont exclues l'exposition au radon dans les habitations, qui fait l'objet d'une recommandation de la Commission pouvant être intégrée dans la transposition, et l'exposition résultant du niveau ambiant de rayonnement naturel (seule la radioactivité ajoutée à ce « bruit de fond » naturel est prise en compte).

Entrée et sortie du système réglementaire des pratiques

Les pratiques sont soumises à déclaration ou autorisation préalables. Dans la directive, une liste non exhaustive détermine celles relevant de la deuxième option et une distinction est établie entre exemption et libération.

L'exemption est la dispense de déclaration ou d'autorisation – c'est-à-dire de l'obligation d'entrer dans le système de contrôle de la radioprotection – d'une pratique lorsque les substances radioactives impliquées sont en quantité ou en concentration inférieures aux seuils fixés dans la directive et désormais exprimés par radionucléide.

La **libération** est la sortie du système réglementaire. Elle suppose une entrée préalable. Elle constitue une dérogation à la règle qui est de soumettre à autorisation – sans sortir



du système de radioprotection – l'élimination, le recyclage ou la réutilisation des substances radioactives résultant d'une pratique déclarée ou autorisée. La directive permet aux Etats membres la libération de ces substances sans contrôle ultérieur au-dessous de seuils qu'ils fixeront en respectant les mêmes critères de base que pour les seuils d'exemption.

Principes généraux

Le système de radioprotection repose sur trois principes généraux : la justification des pratiques, l'optimisation de la protection et la limitation des doses individuelles.

L'appréciation de la **justification** des pratiques (la comparaison avantages/inconvénients doit faire apparaître un bénéfice) est prévue pour des catégories d'activités nouvelles et peut être revue. Elle ne dépend pas seulement de considérations sanitaires. Les pratiques non justifiées font l'objet d'interdiction.

Le principe **d'optimisation** (maintenir les expositions à un niveau aussi bas que raisonnablement possible compte tenu des facteurs économiques et sociaux) est sans doute la clé de voûte du système de radioprotection. Il a été renforcé par l'introduction du concept de **contrainte de dose**, qui ne doit pas être confondu avec la limite de dose. Ce concept représente essentiellement un plafond pour les valeurs prévues des doses individuelles

provenant d'une source, pratique ou tâche, qui pourrait être considéré comme acceptable dans le processus d'optimisation et qui est fixé notamment en fonction du retour d'expérience. Il confère une obligation de moyens plutôt que de résultats et doit donner lieu à un dialogue entre les pouvoirs publics et les opérateurs.

Les **limites de doses** ont été alignées sur celles de la CIPR 60. De 50 mSv/an, la limite de dose pour les travailleurs devient 100 mSv sur cinq années consécutives avec un maximum de 50 mSv au cours d'une année quelconque. Les Etats membres peuvent fixer une limite annuelle inférieure. La limite de dose pour le public passe de 5 à 1 mSv/an.

Protection opérationnelle des travailleurs et de la population en situation normale

Comme dans la précédente directive, la radioprotection opérationnelle des travailleurs comprend la classification des zones et des travailleurs exposés, la surveillance des lieux de travail, la surveillance individuelle et médicale et toutes les dispositions connexes à ces aspects. La protection de la population comprend l'ensemble des dispositions et contrôles qui servent à maîtriser les facteurs d'exposition. Le concept de dose efficace est devenu la nouvelle grandeur de référence au détriment des limites secondaires, comme les limites annuelles d'incorporation et les

limites dérivées de concentration dans l'air, qui ont disparu. Dans l'évaluation des expositions et le calcul des doses, la nouvelle directive préconise d'être le plus réaliste possible. Enfin, l'accent est mis sur la responsabilité des entreprises et une communication élargie des résultats de la surveillance des doses des travailleurs.



Prise en compte de la radioactivité naturelle sur le lieu de travail

Les activités professionnelles conduisant à une augmentation notable de l'exposition aux sources naturelles de rayonnement font désormais l'objet de dispositions spécifiques. Les domaines d'activité concernés sont précisés : exposition au radon sur le lieu de travail, exposition du personnel aérien ou résultant de la présence de radioéléments naturels dans des activités industrielles. Si quelques cas ont pu être traités au sein des Etats membres (industrie extractive, métallurgie du thorium, terres rares, etc.), l'absence de cadre approprié ne permettait pas une gestion rationnelle de ces situations. Cette avancée en terrain inconnu s'accompagne de pragmatisme. Après identification des activités professionnelles concernées et estimation des expositions des travailleurs, mais aussi le cas échéant du public, les autorités nationales peuvent décider la mise en œuvre d'ac-

tions correctives ou l'application de tout ou partie de la réglementation relative aux pratiques.

Dispositions applicables aux interventions

Cette partie distingue désormais les situations d'urgence radiologique des cas d'exposition durable. Les dispositions relatives à la préparation et à la mise en œuvre de l'intervention pour gérer les **situations d'urgence radiologique** sont développées. L'éventualité de ces situations doit être étudiée et les rejets et expositions qui en résulteraient évalués. Ces dernières sont appelées **expositions potentielles**, nouveau concept introduit par la CIPR 60.

Les **expositions durables** résultent des suites d'une situation d'urgence radiologique ou de l'exercice d'une activité passée (mine fermée) ou ancienne (répondant à des critères obsolètes sur le plan de la radioprotection dont la remise à niveau coûterait trop cher). Ces situations nécessitent des interventions appropriées telles que la délimitation du périmètre concerné, la surveillance des expositions, la mise en œuvre d'actions correctives ou encore la réglementation d'accès ou d'usage des locaux. A priori, les limites de dose ne s'appliquent pas mais elles devraient normalement être appropriées pour les travailleurs intervenants.

En **conclusion**, la nouvelle directive fixant les normes de base ne conduit pas à une révolution mais à une évolution du système de radioprotection, dont les éléments marquants sont le renforcement de l'optimisation, la consécration de la dose efficace, l'introduction d'un plus grand réalisme dans l'évaluation de la dose et la clarification des responsabilités des acteurs. Des nouveaux outils réglementaires sont mis à disposition ; il reste à apprendre à s'en servir.

L'organisation de la radioprotection sur un Centre du CEA

par **Didier Delmont**, chef du service de protection contre les rayonnements et de surveillance de l'environnement (SPRSE) – CEA/Grenoble

Sur les centres d'études du Commissariat à l'énergie atomique (CEA), c'est aux unités de protection radiologique (UPR) qu'incombe la mise en œuvre des prescriptions réglementaires en matière de radioprotection. Outre les textes réglementaires qui font l'objet du recueil n° 1420 du Journal officiel, d'arrêtés spécifiques relatifs aux autorisations de rejets, de l'arrêté qualité de 1984 ou encore de la réglementation sur les ICPE¹, pour ne citer que les principaux, le référentiel des UPR doit tenir compte d'autres critères, qui, bien que non réglementaires, n'en sont pas moins importants. Parmi ceux-là, on retiendra en particulier l'aspect médiatique de tout ce qui touche à la radioprotection de l'homme et de son environnement ; certaines affaires de ces dernières années sont encore largement présentes dans les mémoires, malgré le faible impact sanitaire qu'elles ont pu générer. Un autre point à ne pas négliger est la prise en compte des objectifs et des programmes des unités opérationnelles. En effet, il ne faut pas oublier que si les UPR peuvent être amenées à jouer le rôle de « gendarme », ce n'est pas leur vocation première, qui est de faire en sorte que les programmes soient réalisés dans des délais et à des coûts raisonnables tout en s'assurant du respect de la réglementation. Les UPR ont donc eu depuis toujours un souci d'optimisation et ont mis en œuvre le concept ALARA² même si c'était de façon moins formalisée que maintenant.

Afin d'assurer, d'une part, des pratiques homogènes sur les différents sites et, d'autre part, un retour d'expérience efficace, la direction centrale de la sécurité (DCS) du CEA assure la coordination de l'action des UPR. Cela s'est traduit en particulier par une transcription des textes législatifs qui prend en compte les contraintes tant internes CEA (organisation, structures, moyens, etc.) qu'externes.

1. ICPE : installations classées pour le protection de l'environnement.

2. ALARA : as low as reasonably achievable.



Ville de Grenoble

Cinq grands thèmes ont ainsi été définis dont les principales missions sont décrites ci-après.

Les missions d'une unité de protection radiologique

La prévention : l'UPR est chargée, en particulier, d'établir les consignes générales de radioprotection, d'examiner et d'analyser du point de vue de la radioprotection les dossiers techniques de création, de modification, d'exploitation et de mise à l'arrêt d'une installation, mais aussi de contrôler, avant la mise en service d'une installation, la conformité de la réalisation, l'efficacité et la mise en œuvre des moyens de protection, de surveillance et de signalisation.

La surveillance et le contrôle du site et de son environnement conformément à la réglementation en vigueur. Pour ce faire, l'UPR définit les modalités de surveillance et les protocoles de prélèvements, de mesures ou de contrôles périodiques et en assure la réalisation, l'interprétation et la traçabilité. L'UPR gère aussi des installations spécifiques de mesure en continu telles que les stations de surveillance atmosphérique, stations météorologiques, tableaux de contrôle des rayonnements (TCR). Enfin, l'UPR contrôle l'adéquation, d'une part, des consignes particulières de radioprotection et, d'autre part, des dispositions prises pour assurer les dosimétries collective et individuelle.



La surveillance de l'environnement

L'intervention sur site, à la suite de petits incidents, ou dans le cadre des plans d'urgence interne (PUI) ou plans particuliers d'intervention (PPI). Pour ce faire, l'UPR dispose des moyens techniques et humains pour évaluer les risques radiologiques engendrés par un accident, mais aussi pour en limiter les conséquences. L'UPR peut être amenée à effectuer des interventions hors site à la suite des demandes d'autorités extérieures (préfet, sécurité civile, etc.) dans le cadre de l'organisation ZIPE³.

L'information et la formation, tant, à l'intérieur qu'à l'extérieur du CEA. Cet aspect des missions des UPR a souvent été relégué au second plan, car considéré comme non prioritaire vis-à-vis des missions précédentes. Des actions sont en cours pour inverser cette tendance.

L'appui technique aux unités opérationnelles du CEA. De par ses compétences et ses moyens techniques, l'UPR est souvent appelée à conseiller ou à aider à la réalisation d'opérations ou de contrôles sortant du cadre strict de la radioprotection, telles qu'une dosimétrie lors d'expériences d'irradiation ou encore des mesures radiochimiques sur échantillons.

3. ZIPE : zone d'intervention de premier échelon.

Les moyens mis en œuvre par le SPRSE du CEA/Grenoble

Au CEA/Grenoble, c'est le Service de protection contre les rayonnements et de surveillance de l'environnement (SPRSE) qui assure les missions de radioprotection du site et de son environnement habituellement dévolues aux UPR. Les risques radiologiques rencontrés sont, en grande partie, liés à la mise en œuvre de radioéléments émetteurs β et γ au sein des 6 INB et 41 ICPE à caractère radioactif du Centre. L'ensemble des missions s'effectue sous l'autorité du directeur du Centre.

Composé de 52 agents dont une douzaine d'ingénieurs, le SPRSE dispose de moyens performants pour assurer ses missions. Il dispose ainsi de laboratoires de radiochimie et de mesures radioactives distincts pour les contrôles des installations et de l'environnement. Environ 18 000 analyses y sont réalisées tous les ans.

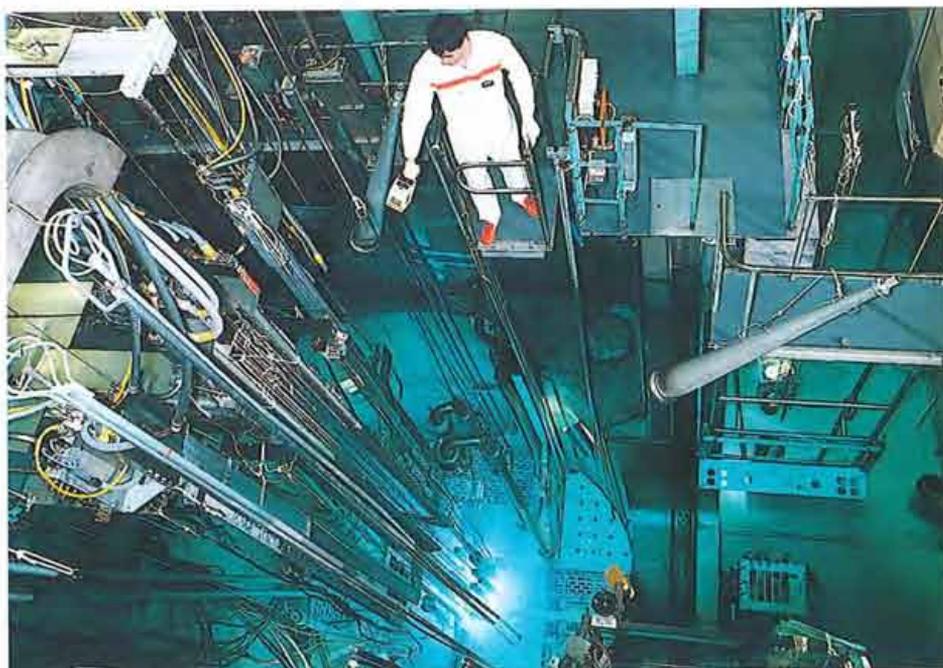
La surveillance en temps réel de l'environnement est assurée par quatre stations extérieures mesurant les niveaux d'activité α et β des aérosols naturels et artificiels ainsi que l'activité des gaz. Un pylône météorologique de 100 m de haut équipé de girouettes, d'anémomètres et de capteurs de température, permet de connaître les paramètres qu'il faudrait prendre en compte dans les codes de calcul d'évaluation des conséquences à la suite d'un rejet accidentel dans une installation du centre.

Le SPRSE a aussi mis en place, d'une part, le système de supervision en temps réel (réactualisation des données toutes les 3 secondes pour les installations, toutes les 6 secondes pour les données météorologiques ou toutes les minutes pour les stations environnement), auquel est couplée la base de données de la dosimétrie opérationnelle alimentée en temps réel par les lecteurs en sortie d'installations. Le SPRSE, d'autre part, dispose de trois véhicules d'intervention dont deux (environnement et laboratoire) correspondent avec le PC/SPRSE via une liaison satellite permettant de s'affranchir du relief et des obstacles naturels. Il est ainsi possible de suivre en temps quasi réel (décalage de quelques minutes) le parcours du véhicule dans l'environnement et de connaître le niveau d'exposition qu'il rencontre ou encore d'avoir les résultats des mesures et analyses réalisées dans le véhicule laboratoire.

Par ailleurs, la réglementation demandant que les matériels de radioprotection soient étalonnés, ceux du SPRSE le sont dans ses propres installations comportant des irradiateurs γ multisources permettant de couvrir une large gamme d'énergie (60 keV à 1,3 MeV) et d'exposition (sources de quelques Gbq à 44,4 TBq), de générateurs X de filtration, de fluorescence et d'un irradiateur neutron. La traçabilité et la qualité de ces faisceaux est reconnue de façon ininterrompue depuis 1976 par le Bureau national de métrologie (BNM) puis en 1995 par le Comité français d'accréditation (COFRAC) section étalonnage.

Dans un souci de renforcer la qualité de leurs mesures, les UPR se sont lancées dans une action d'accréditation par le COFRAC. Au SPRSE de Grenoble, les programmes essais 99-4, « denrées alimentaires », et 135, « mesures environnement », sont concernés.

Pour conclure, il ressort que les missions de radioprotection confiées à l'UPR d'un centre du CEA constituent un domaine d'activité extrêmement large. C'est pour répondre à cela que le SPRSE de Grenoble a dû, comme cela vient d'être décrit, se doter de moyens aussi variés que performants.



Centre d'études de Grenoble. Réacteur Siloé

Le SPR¹ du Centre de Valduc confronté au risque ALPHA

par Sandrine Boitel et Jean-Patrick Le Fauconnier,
département de support technique et administratif – Service
de protection contre les rayonnements (SPR) – CEA/Valduc

Les matériaux nucléaires, émetteurs α , manipulés sur le centre de Valduc, sont principalement des transuraniens (plutonium-américium).

Ces composés étant fissiles, émetteurs γ , α , n , la protection du personnel est obtenue par des dispositions spécifiques portant sur :

- la conception et la surveillance des installations ;
- la protection et la surveillance du personnel vis-à-vis de l'exposition externe et interne.

Conception des installations

Confinement de la matière : les matériaux sont manipulés en boîtes à gants (BAG) de classe 1, ventilées sous air ou gaz neutre selon les installations. Le principe du maintien d'un confinement de la matière conduit à assurer un gradient de ventilation entre les locaux et la BAG pour respecter la circulation de l'air entre les zones. Des capteurs de pression signalent les anomalies en cas de défaut de ventilation. Les anomalies sur la BAG sont signalées au niveau de l'unité de travail et au niveau des cellules avec report des alarmes au niveau du PC du bâtiment.

Les gaz rejetés sont filtrés à différents niveaux des installations et en sortie de cheminée, sous contrôle du SPR¹ qui effectue les analyses appropriées.

Limitation de la masse : en raison du risque de criticité, les quantités de matières présentes en BAG, en cellule, ou pendant les transports sont limitées. Les installations de Valduc, soumises à ce risque, sont équipées de chaînes de détection EDAC² et de SNAC³.

Limitation de l'irradiation : des études de poste sont effectuées en prenant en compte les caractéristiques des composés manipulés (nature, masse, forme) et de l'environnement. Afin de limiter les doses (pas de doses annuelles individuelles supérieures à 10 mSv, pour l'organisme entier), des protections γ (verre au plomb d'épaisseur équivalente à 2 mm) et n (matériaux hydrogénés) sont mises en place sur les postes les plus pénalisants.

Les niveaux d'irradiation dans les cellules sont mesurés au moyen de chambres α , γ , n reliées à un TCR⁴ sous surveillance continue.

Protection du personnel contre le risque d'exposition externe

Les dispositions consistent à limiter le risque de contamination directe de la peau et d'irradiation du corps.



Contrôle en sortie de zone contrôlée

1. SPR : service de protection contre les rayonnements
2. EDAC : ensemble de détection d'accident de criticité
3. SNAC : spectromètre neutrons à activation
4. TCR : tableau de contrôle radiologique

Contamination : outre les règles de manipulation courantes dans toutes installations nucléaires (changement de tenue, lavage des mains et du corps, port de gants, masque, etc.), les installations sont maintenues continuellement propres. Les agents se contrôlent à l'aide de contaminamètres (IPAB⁵, CAB⁶, etc.) à chaque sortie de BAG, de cellule, de zone. Le SPR¹ maintient en conditions opérationnelles ces matériels très nombreux dans ce type d'installations pour détecter, très rapidement, la présence de traces de contaminants et effectuer :

- les contrôles réglementaires permettant de valider la non-contamination des locaux et du personnel ;
- le contrôle radiologique de tous les matériels devant être évacués des zones ;
- le contrôle des rejets pour la protection de l'environnement ;
- le contrôle des tenues de protection du personnel (chaussures, vêtements, masques, etc.) ;
- la surveillance de la qualité des gants disposés sur BAG.

Irradiation : les doses absorbées par le personnel sont mesurées à l'aide de dosimètres réglementaires (film photographique PS1, etc.) et complémentaires (stylo-dosimètre, bague FLI, DOSICARD, dosimètre à bulles pour les neutrons, etc.).

Protection du personnel contre le risque d'exposition interne

Les dispositions consistent à éviter tout risque d'incorporation par ingestion et inhalation des radioéléments. Le SPR¹ impose au personnel le port du masque de protection des voies respiratoires pour des opérations reconnues à risque (changement de gants, entrée/sortie de BAG, etc.) et a fortiori en cas d'incident.

On notera que le service médical du Centre assure une surveillance permanente des agents travaillant dans les laboratoires, se traduisant par des contrôles journaliers sur des prélèvements de mucus nasal, et périodiques (examens anthropogammamétriques et radiotoxicologiques des selles et des urines).



Sortie de matériel d'une boîte à gants

5. IPAB : intégrateur portatif alpha bêta
6. CAB : contrôleur alpha bêta

Radioprotection dans l'atelier de vitrification T7 de l'usine UP3 de La Hague

par Jacques Kalimbadjian, chef du service de prévention et de radioprotection

et Jean Laize, chef du groupe radioprotection atelier T7 – COGEMA La Hague

Introduction

Le retraitement est un service industriel effectué par COGEMA pour le compte des électriciens français (EDF) et étrangers.

Le but essentiel est de récupérer et recycler les matières énergétiques réutilisables, uranium et plutonium, et de conditionner de façon sûre, sous un volume minimum, les produits de fission radioactifs en vue de leur stockage définitif. Ces dernières opérations sont réalisées dans les ateliers de vitrification, en particulier l'atelier T7 de l'usine UP3.

L'usine de retraitement est une usine chimique qui comprend des ateliers à risques potentiels (irradiation, contamination, criticité, etc.) en relation avec la nature des substances radioactives manipulées, risques qui sont pris en compte dès la conception des installations.

Pour la vitrification des produits de fission, les risques de contamination et d'irradiation présents sont ceux liés aux rayonnements alpha, bêta-gamma et neutron. Le risque majeur, compte tenu des activités spécifiques élevées, est le risque d'exposition externe (irradiation). La préoccupation de l'exploitant nucléaire est de maîtriser le fonctionnement de ses unités, pour garantir la sécurité des personnes et la protection de l'environnement.



Site de La Hague

Principes de protection retenus à la conception

Pour prendre en compte la non-dissémination des matières radioactives et le risque d'exposition externe, les locaux constituant les ateliers de vitrification sont conçus de telle façon que soient respectés :

- le confinement statique : plusieurs barrières physiques (d'abord les parois de l'équipement de procédé, puis la cellule qui l'abrite, enfin les murs de l'atelier) sont interposées entre la matière et l'extérieur ;
- le confinement dynamique : celui-ci est assuré par un réseau de ventilation créant une cascade de dépressions visant à maintenir en toute circonstance un sens d'écoulement de l'air depuis les zones à faible risque de contamination vers les zones à risques plus élevés.

Ces deux dispositions sont complétées par la mise en place d'un contrôle d'ambiance de radioprotection adapté aux risques spécifiques de chaque atelier avec report des informations au poste de conduite centralisé de la radioprotection de l'atelier.

Ce système a pour but le contrôle permanent en temps réel de l'efficacité des barrières de confinement.

D'autre part, afin d'assurer la protection contre l'exposition externe, les principes suivants ont été mis en œuvre :

- dimensionnement des murs des cellules contenant des matières irradiantes ;
- automatisation des procédés et conduite à distance ;
- téléopération et procédé télédémontable, associés à des unités de levage et des télémanipulateurs ;
- utilisation de conteneurs spécifiques (hotte, navette, enceintes blindées, etc.) pour le

transfert des produits et matériels radioactifs sous confinement dans le cadre des opérations d'exploitation et de maintenance.

Compte tenu de l'ensemble de ces dispositions, il n'y a pratiquement pas de poste de travail permanent en zone contrôlée.

Organisation de la radioprotection

En matière de pratiques ou de mesures de radioprotection destinées à réduire les expositions aux rayonnements ionisants, il est essentiel d'intégrer non seulement l'ensemble des options d'ordre technique, mais aussi toutes les options organisationnelles.

Afin d'assurer sa responsabilité en matière de radioprotection, le directeur de l'établissement a désigné le service de prévention et de radioprotection, qui est le « service compétent » en application des textes réglementaires.

Les missions principales du service sont :

- l'assistance-conseil en matière de prévention des risques ;
- le contrôle et la surveillance des nuisances radiologiques au niveau des installations (locaux – personnes) et de leur environnement.

Ce service a la charge de la traduction opérationnelle de la réglementation par l'émission et la diffusion des règles et consignes générales de radioprotection, la mise en place de dispositions pratiques de radioprotection et la surveillance de l'ambiance radiologique des ateliers.

Les règles et seuils pratiques de radioprotection concernent : les personnes, les installations, les matériels et les déchets, les effluents gazeux et liquides, les écarts et le retour d'expérience.

Les interventions

Les interventions dans l'atelier T7 concernent la maintenance des équipements de téléopération qui se situent principalement dans les garages des unités de levage.

Les dispositions suivantes ont été prises :

- simplification des opérations par changement de modules standardisés des unités de levage : levage, codeur, rotation, translation et équipements électriques associés ;
- maintenance des équipements d'intervention (potence, plate-forme, etc.) ;

- maintien d'une ambiance radiologique la plus basse possible, en utilisant des techniques d'assainissement performantes, telles que la haute pression associée à des réactifs, l'eau surchauffée sous pression, le carboglace ou le gel de cérium, etc. ;

- la maintenance préventive est privilégiée lorsque cela est possible, en particulier la maintenance des équipements de levage. Un assainissement préalable de tout l'environnement du champ de travail est réalisé, ce qui permet une intervention aisée.



Atelier T7

Application du principe ALARA

Lors des interventions radiologiques, l'objectif est de maintenir les doses collectives et individuelles aussi bas qu'il est raisonnablement possible conformément au principe d'optimisation ALARA.

Cette gestion des doses suppose une organisation de l'usine et une exploitation quotidienne adaptées. La pratique ALARA fait appel à la compréhension et à la volonté de chacun, et à un engagement fort de la hiérarchie. Elle s'appuie nécessairement sur une culture commune de la gestion du risque et un degré de confiance élevé dans les conditions de travail sur le site.

Dans la pratique, l'application du principe ALARA sur l'établissement de COGEMA La Hague, et à T7 en particulier, nécessite une

approche globale du travail et une attention à toutes les étapes des interventions présentant des risques radiologiques. Le principe s'applique au stade de la préparation, du suivi et du bilan de l'intervention. Il intervient dans la définition des objectifs de la dosimétrie collective et individuelle, dans l'étude prévisionnelle des doses, dans la pratique de la dosimétrie opérationnelle des travailleurs, dans l'analyse des données radiologiques et des tâches au niveau du retour d'expérience.

Aujourd'hui, la dosimétrie opérationnelle généralisée à l'ensemble des intervenants et obligatoire au travail en zone contrôlée, est réalisée avec des dosimètres électroniques individuels de type DOSICARD qui permettent la gestion des doses en temps réel et la vérification de l'aptitude médicale des agents et de leur formation en radioprotection.

La priorité à la réduction des doses les plus élevées, constitue un objectif permanent répondant au principe d'équité. L'établissement de COGEMA La Hague s'est fixé comme objectif qu'aucun personnel d'intervention travaillant sur le site ne soit soumis à une dose annuelle supérieure à 10 mSv. Cet engagement suppose que soient surveillés tout particulièrement les personnels susceptibles d'être soumis, par leurs fonctions ou par leurs métiers, à des doses élevées (ce qui est le cas du personnel travaillant à T7).

Les résultats

Après une évolution de la production, nous pouvons constater qu'en régime d'exploitation nominal, les résultats de dosimétrie de l'atelier de vitrification T7 sont en baisse. La dosimétrie opérationnelle à T7, en effet, a diminué de 66 HmSv en 1994 à 44 HmSv en 1997. Par ailleurs, le bilan de l'usine UP3 ne représente lui-même que 10 % du bilan de l'établissement qui s'établit à 945 HmSv en 1997 (retraitement + travaux d'assainissement d'installations anciennes à l'arrêt).

Les doses moyennes annuelles des agents sont de l'ordre de 0,14 mSv pour l'ensemble du personnel (COGEMA + entreprises) de l'établissement et de 0,02 mSv pour le personnel d'exploitation de T7.

Conclusion

Dans un atelier où est concentré l'essentiel de l'activité due aux produits de fission, les résultats de dosimétrie montrent que l'exposition externe des exploitants et des intervenants est parfaitement maîtrisée et se situe à un niveau très faible par rapport aux limites réglementaires des travailleurs et à l'exposition naturelle (respectivement 50 mSv et 2,4 mSv par an).

Application du principe d'optimisation lors du remplacement de GV d'un REP

par **Alain Blain**, chef du département radioprotection sécurité des services nucléaires – Framatome Lyon
et **Michel Cassou**, ingénieur projet RGV – EDF Marseille

Le contexte dosimétrique du remplacement d'un générateur de vapeur

Les opérations de remplacement des générateurs de vapeur (RGV) sur le palier français REP 900 MWe sont préparées par EDF depuis 1984. La première intervention a eu lieu en 1990 à Dampierre 1 et l'opération a été renouvelée depuis sur six centrales en France.

Un RGV est un chantier important : il représente 70 000 heures de travail en zone contrôlée et 1000 travailleurs sont concernés (entre 200 et 300 personnes peuvent intervenir simultanément dans le bâtiment réacteur). De plus, la dosimétrie collective de l'intervention, estimée il y a 10 ans, sans démarche particulière de réduction de dose, était comprise entre 5 et 6 hommes-sieverts.

Ces constats ont conduit EDF à mettre en œuvre une réflexion visant à obtenir le meilleur résultat dosimétrique dès la première intervention, sans attendre une éventuelle réduction de la dose collective du fait de l'expérience acquise.

Cette réflexion s'appuie sur les principes de la démarche ALARA (As Low As Reasonably Achievable). Elle a été formalisée pour le programme RGV et développée en collaboration avec le constructeur Framatome.



Partie inférieure d'un générateur de vapeur

Application de la démarche ALARA

Toutes les actions décidées visent à assurer une gestion « a priori » des doses collectives et individuelles, et non plus à se satisfaire d'un contrôle « a posteriori » des doses individuelles se soldant par un constat final de la dosimétrie collective des intervenants.

Pour cela, la méthode développe trois thèmes principaux (organisation, motivation et moyens) au cours des trois phases de l'intervention (préparation, suivi et retour d'expérience).

L'organisation

Elle passe par une synergie totale entre EDF et les constructeurs.

La motivation

Elle est acquise principalement par une revue de conception ALARA et par la formation et les entraînements préalables des intervenants. Elle est complétée par des actions de communication et de sensibilisation avant et pendant les travaux.

Les moyens mis en œuvre

Ils sont définis dès la phase de préparation avec le développement d'une base de données (DOSIANA) après décomposition de toute l'opération en tâches élémentaires, calées sur le planning d'intervention. L'analyse, avec la prise en compte du retour d'expérience, permet de définir des actions de protection ciblées (décontamination, protections biologiques, niveaux d'eau dans les circuits, etc.).

Cette étude peut être enfin complétée par des dispositions spécifiques liées à l'exploitation de la tranche et à sa mise à l'arrêt.

Elle permet aussi de prendre en compte les spécificités radiologiques de la tranche, relevées lors de l'enquête sur site pendant l'arrêt

précédant le RGV, et les différences techniques (ex. : changement de 5 coudes du CPP, DA3) et de mettre en œuvre les actions de protection de manière plus performante, en tenant compte des réalités technico-économiques, afin de réduire autant que faire se peut les disparités dosimétriques d'un RGV à l'autre.



Contrôle d'un tube de générateur de vapeur

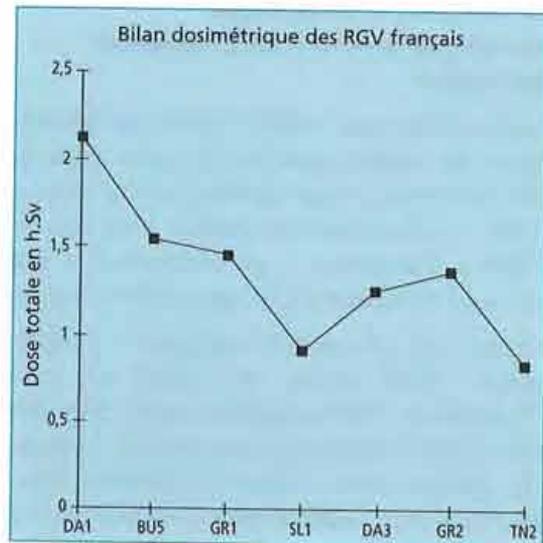
Les résultats de la démarche

Cette politique volontariste a permis de faire passer la dose collective de l'intervention de 2 hommes-sieverts (Dampierre 1 en 1990) à 0,85 homme-sievert (Tricastin 2 en 1997). Voir courbe jointe.

A ce jour, la préparation des nouvelles interventions passe surtout par l'optimisation des dispositions déjà mises en œuvre. Les axes de progrès potentiels sont les suivants :

- l'amélioration des calculs prévisionnels de la dosimétrie collective ;
- l'optimisation de l'utilisation des protections ;

- l'intégration des travaux RGV dans une « structure arrêt de tranche » et plus particulièrement dans le cadre d'arrêt de tranche de type « visite décennale » ;
- la prise en compte de gisements de doses dus aux tâches dites « diffuses » (servitudes, contrôle technique, doses de transit, etc.) ;
- la réduction globale de l'arrêt de tranche par la réalisation hors zone contrôlée de certaines tâches évitant ainsi les expositions correspondantes.



En conclusion, on peut noter que l'application volontariste de la démarche ALARA sur les opérations RGV a permis, d'une part, une maîtrise de la dosimétrie collective qui a été ramenée de 5 hommes-sieverts (estimée) à 1 homme-sievert (réalisée à la dernière opération) et, d'autre part, une diminution progressive au cours des différentes opérations.

La surveillance des prestataires d'EDF

par Véronique Jacq, sous-direction des réacteurs de puissance – DSIN

Les premières actions de l'Autorité de sûreté

Si le nombre d'heures de maintenance sous-traitées à des entreprises prestataires a peu varié depuis 1992, EDF emploie néanmoins chaque année 22 000 salariés sous-traitants, principalement lors des arrêts annuels des tranches nucléaires. Même si EDF s'efforce d'élargir de mars à novembre la période d'étalement des arrêts, il s'agit d'un travail saisonnier avec comme caractéristiques particulières des déplacements fréquents, des contraintes d'horaires et une exposition notable aux rayonnements ionisants.

La protection de ces salariés est doublement nécessaire : pour eux-mêmes d'abord, mais aussi pour préserver la qualité des travaux qu'ils réalisent, surtout lorsque ces derniers portent sur des matériels importants pour la sûreté.

EDF a engagé des actions

Au-delà d'un accroissement du nombre de contrats pluriannuels passés avec les entreprises sous-traitantes pour stabiliser les emplois et améliorer la qualité des interventions, l'action menée par EDF ces dernières années a notamment porté sur :

– la protection vis-à-vis des rayonnements ionisants. Des progrès sensibles ont été constatés, mais il convient évidemment de poursuivre dans la direction d'une diminution de la dosimétrie collective par réacteur et de la dosimétrie moyenne par agent. Les agents les plus concernés sont des spécialistes pointus travaillant majoritairement en contrat à durée indéterminée ;

– la formation. Depuis juillet 1993, EDF a rendu obligatoire, pour chacun des 22 000 salariés prestataires, une formation « qualité sûreté prestataires » (QSP) pour pouvoir intervenir sur du matériel important pour la sûreté. Cette formation permet de mieux

comprendre les principes de fonctionnement fondamentaux d'une centrale nucléaire et de diffuser la culture de sûreté ;

– la qualification. Dans le cadre d'une application renforcée de la directive 93/38/CEE sur les procédures de passation des marchés dans le secteur de l'énergie, les services centraux d'EDF mettent en place, depuis 1995 et jusqu'en 1998, des guides de qualification par métier couvrant à la fois la sûreté, la qualité, la radioprotection et la sécurité. Reste à savoir si ces guides permettront de progresser sur le terrain. La DSIN ne dispose pas encore d'une vision claire à ce sujet.

La DSIN fixe des objectifs complémentaires

La DSIN se fixe actuellement pour objectifs d'obtenir d'EDF, qui reste le premier responsable de la sûreté de ses installations :

– à la fois une réduction des aléas et une amélioration des conditions d'intervention en cas d'aléa par une meilleure préparation des arrêts ;

– un examen plus approfondi des dispositions permettant de diminuer les doses collectives lors des opérations de maintenance importantes, tout particulièrement lorsqu'elles interviennent sur des matériels contaminés ;

– une limitation de la sous-traitance en cascade. En effet, lorsque les prestataires d'EDF sous-traitent à des entreprises qui à leur tour font appel à la sous-traitance, il devient difficile de contrôler effectivement les travaux. La DSIN a demandé à EDF par un courrier du 20 janvier 1997 de lui faire des propositions en ce sens ;

– un respect des horaires de travail légaux des prestataires afin que des travaux importants pour la sûreté ne soient pas confiés à des intervenants trop fatigués, qui feront nécessairement plus d'erreurs.

Outre des campagnes d'inspection qui restent indispensables mais sont ponctuelles, la DSIN a décidé à partir de juin 1997 de procéder à une collecte systématique d'informations clés sur tous les sites durant les arrêts de tranche pour disposer d'une vision plus complète. Ces informations sont collectées par les divisions des installations nucléaires des DRIRE qui sont chargées du suivi des arrêts de tranche.

Concernant l'inspection du travail, la DSIN a engagé des discussions avec la DIGEC¹ du secrétariat d'Etat à l'industrie et consulté des inspecteurs du travail qui sont également ins-

pecteurs des installations nucléaires de base. Un programme d'actions qui fait l'objet d'une concertation avec le ministère de l'emploi et de la solidarité a été lancé par la DSIN en février 1998. Il prévoit des investigations par sondage ciblées notamment sur les opérations de maintenance placées sur le chemin critique de l'arrêt (en termes de planning) ou programmées au dernier moment à la suite d'une anomalie fortuite, ou encore sur les incidents, significatifs pour la sûreté, imputables à des prestataires. Les informations attendues sur la dosimétrie et les horaires de travail apporteront à la DSIN un éclairage complémentaire sur la surveillance exercée par EDF sur les intervenants lors des arrêts de tranche.

1. DIGEC : direction du gaz, de l'électricité et du charbon.



Interventions lors d'arrêts de réacteurs



La surveillance de l'impact radiologique des sites nucléaires

par Jean-Luc Pasquier, directeur de la stratégie scientifique et technique

et Jean-Pierre Vidal, sous-directeur du contrôle des installations – Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI)

La surveillance autour des sites nucléaires vise d'abord à s'assurer que les installations qui procèdent à des rejets d'effluents radioactifs dans le milieu ne sont pas susceptibles en fonctionnement normal d'affecter la santé des travailleurs et des populations qui vivent à proximité.

Cette surveillance a également pour finalité de vérifier que la radioactivité ainsi transférée ne remet pas en cause les équilibres séculaires de l'environnement et, par-là, ne risque pas d'hypothéquer l'avenir.

Dans son principe, elle doit ainsi conduire à une évaluation de « l'impact sanitaire », c'est-à-dire à la mise en évidence d'éventuels effets néfastes.

L'évaluation de l'impact radiologique

Usage de la dose efficace comme indicateur de l'impact radiologique

En l'état des rejets pratiqués et de leur dilution dans l'environnement, force est de constater qu'il est impossible de mettre directement en évidence l'apparition dans la population de pathologies radio-induites et donc d'évaluer en temps réel l'impact sanitaire des installations nucléaires. En réalité, faute d'indicateurs biologiques spécifiques de cet impact, seules des études épidémiologiques pourraient révéler d'éventuels effets.

C'est la raison pour laquelle, dans une perspective opérationnelle de gestion de la surveillance, l'impact radiologique (ou dosimétrique) fondé sur l'évaluation de l'exposition des personnes et caractérisé par la dose, est légitimement préféré à la recherche directe de l'impact sanitaire.

Cette stratégie offre en outre l'avantage de détecter les dysfonctionnements très en

amont des effets et d'intervenir avant qu'ils ne se manifestent. Il en résulte que, eu égard aux connaissances disponibles, la dose – et plus précisément la dose efficace – peut être considérée comme étant l'indicateur le mieux adapté pour apprécier l'impact.

En pratique, aux niveaux d'exposition faibles, cette dose « efficace » caractérise la probabilité d'apparition des effets stochastiques radio-induits, en l'occurrence des cancers.

Elle s'exprime en sieverts et sa définition prend en compte la valeur de dose « physiquement » absorbée mais également la nature des rayonnements effectivement émis et la sensibilité des tissus et des organes irradiés.

Finalement, l'enjeu de la surveillance est de fournir une évaluation de l'impact radiologique (ou dosimétrique), c'est-à-dire des doses auxquelles sont soumis individuellement et collectivement les travailleurs des installations nucléaires et les populations qui vivent alentour.

Ces évaluations de l'impact radiologique peuvent être préalables à l'exploitation, et dans ce cas elles servent à fixer – pour une installation ou un site donné – des limites de rejets autorisés, compte tenu des impératifs sanitaires mais également des justifications exprimées par les exploitants et des marges possibles d'optimisation des productions d'effluents.

L'autorisation ainsi délivrée n'est pas un droit à polluer ; au contraire, l'exploitant doit s'efforcer de limiter l'impact dosimétrique de ses installations en procédant à des rejets nettement inférieurs aux limites qui lui ont été fixées, ainsi que le précisent explicitement les arrêtés d'autorisation.

Rôle de l'étude d'impact

L'étude d'impact prévisionnel est fondamentale à divers titres : elle doit tout d'abord permettre de montrer que la contribution de la future installation à l'exposition des personnes vivant à proximité – et qui constituent le ou les « groupes de référence » – ne peut en aucun cas excéder la limite maximale tolérée pour le public, à savoir 1 mSv.

Elle permet en outre de préfigurer concrètement ce que sera la surveillance et le contrôle autour de l'installation nucléaire.

Il va de soi que la surveillance radiologique mise en œuvre dans et autour des installations offre l'occasion de procéder ultérieurement à une évaluation de l'impact réel et de vérifier la pertinence des hypothèses initiales, notamment en ce qui concerne le paramétrage des modèles de calcul utilisés (spectre réel des radioéléments rejetés, etc.).

Pas plus que l'impact sanitaire, l'impact radiologique n'est directement mesurable. Mais il est en revanche calculable à partir des données de la surveillance radiologique exercée autour des installations nucléaires, étant entendu que leur influence sur le milieu ne saurait se réduire aux seuls rejets d'éléments radioactifs par les émissaires identifiés. Il est par conséquent nécessaire de tenir compte de l'existence des émissions diffuses, de l'existence de sources d'irradiation présentes dans l'installation et même des contributions d'installations voisines.

Dans ces conditions, l'évaluation de l'exposition des personnes, c'est-à-dire le calcul de la dose efficace, s'effectue en cumulant la dose imputable aux sources de rayonnement externes à l'organisme et celle due aux sources incorporées dans l'organisme par inhalation et ingestion.



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

Recours à des mesures directes

Les doses externes peuvent être mesurées directement dans le milieu ambiant tandis que les doses internes sont le plus souvent reconstituées à partir des quantités présentes dans les différents compartiments de l'environnement et susceptibles de contribuer à l'exposition de l'homme.

C'est dans cette perspective que sont déterminés les protocoles de prélèvements dans l'environnement (aérosols, eaux, sédiments, sols, faune, flore, denrées alimentaires) ainsi que les analyses qui leur sont associées.

L'ensemble de ces mesures constitue la surveillance de l'impact radiologique des installations nucléaires, de laquelle ne saurait d'ailleurs être dissocié le contrôle par les autorités du respect des dispositions réglementaires opposables aux exploitants.

Tous les sites nucléaires ne sont pas formellement soumis aux mêmes prescriptions car les risques redoutés diffèrent parfois de plusieurs ordres de grandeur ; l'on distingue respectivement :

- les sites comportant une ou plusieurs installations nucléaires de base ;
- certaines installations classées pour la protection de l'environnement ;
- certains établissements médicaux ou industriels qui, du fait de leurs activités, sont amenés ou ont été amenés à utiliser des sources radioactives et à produire des effluents ou des déchets faiblement ou très faiblement radioactifs.

Le contrôle et la surveillance de l'environnement des installations

Principes du contrôle et de la surveillance

Bien que la contrainte réglementaire ne s'exerce pas de la même manière pour ces trois catégories d'établissements, cette surveillance comporte, à des degrés divers, les trois composantes suivantes :

- contrôle et quantification des rejets d'effluents ;
- contrôle des équipements de traitement des effluents et des installations de rejets ;
- contrôle radioécologique et évaluation de l'impact sur l'environnement proche du site.

Seul sera évoqué ici le cas des installations nucléaires de base.

Cas des installations nucléaires de base

Jusqu'à une période récente, la réglementation générique des rejets était explicitée par deux décrets généraux de 1974 relatifs respectivement aux rejets gazeux et aux rejets liquides. Ces deux textes ont été récemment remplacés par le décret n° 95-540 du 4 mai 1995 relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des installations nucléaires de base. Ce dernier décret s'applique aux installations nouvelles, mais actuellement la plupart des installations en fonctionnement procèdent à leurs rejets sous le régime des décrets de 1974.

Outre les décrets de 1974 et leurs arrêtés d'application, les rejets des centrales nucléaires de puissance équipées de réacteurs à eau pressurisée sont encadrés par des arrêtés spécifiques pris en 1976, qui fixent des limites quantitatives des rejets liquides et des rejets gazeux propres à ce type d'installation et précisent les modalités et la nature des différents contrôles imposés à l'exploitant et de ceux effectués par l'OPRI.

La notion d'installation nucléaire de base recouvrant elle-même plusieurs types d'usines, les arrêtés d'autorisation de rejets qui leur sont applicables, tout en répondant aux mêmes objectifs, tiennent évidemment compte des spécificités attachées à chaque catégorie et à chaque site.

D'une manière générale, il faut rappeler que le premier responsable de l'impact radiologique est l'exploitant lui-même, qui à ce titre, est tenu d'assurer l'autosurveillance de ses installations et de ses rejets. Le rôle de l'Etat est de contrôler la pertinence de cette surveillance au travers de son propre dispositif de mesures et d'inspection.

Autosurveillance par l'exploitant

Les procédures suivies par l'exploitant pour contrôler ses rejets comprennent au moins quatre phases.

La première consiste à stocker et – dans certaines circonstances – à traiter les effluents, puis à les identifier qualitativement et quantitativement. Les arrêtés d'autorisation définissent les radioéléments les plus importants à prendre en compte, mais l'exploitant doit s'efforcer d'affiner cette détermination, notamment pour les éléments radioactifs à vie longue et à forte radiotoxicité.

La seconde phase consiste à évaluer la quantité rejetée et à préciser la radioactivité des effluents (alpha totale, bêta totale – hors tritium – et gamma totale).

La troisième phase consiste à s'assurer que toutes les conditions requises applicables au milieu récepteur et à la dilution de l'effluent sont satisfaites. Tout incident ou anomalie susceptible de concerner la radioprotection doit faire l'objet d'une information immédiate de l'OPRI.

La quatrième phase a pour effet de comparer les caractéristiques du rejet avec les limites imposées par la réglementation.

Pour la surveillance de l'environnement, l'exploitant doit prélever mensuellement divers échantillons dans l'environnement. Selon les circonstances et les caractéristiques topographiques ou géologiques du site concerné, les arrêtés d'autorisation peuvent renforcer ce dispositif en introduisant des spécifications ou des sujétions supplémentaires.

Modalités des contrôles effectués par l'OPRI

L'OPRI vérifie tout d'abord que les conditions des rejets sont respectées et que toutes les analyses sont effectuées.

L'OPRI effectue par ailleurs un certain nombre d'inspections. Avant la mise en service d'une installation, il réalise en particulier une inspection des équipements de rejet et de radioprotection.

Parallèlement, l'OPRI dispose autour de chaque site son propre réseau de surveillance de l'environnement qui porte classiquement sur les paramètres suivants : l'air au niveau du sol (poussières atmosphériques), la pluie, le rayonnement gamma ambiant, les végétaux et leurs supports, la production agricole



Contrôle et prélèvements par l'OPRI le long de la canalisation de rejets d'effluents liquides de la Cogéma - La Hague

locale – notamment le lait –, le milieu récepteur des rejets liquides et les eaux souterraines. C'est au cours de cette surveillance que l'OPRI recherche avec pragmatisme les indicateurs les plus performants pour apprécier l'impact des rejets.

Enfin, les **rejets d'effluents** font l'objet d'un contrôle spécifique de l'OPRI. Dans le cas des centrales nucléaires, ces contrôles sont hebdomadaires pour les effluents gazeux et portent sur la mesure d'une cartouche de charbon actif (rétention des halogènes) et d'un filtre (rétention des aérosols et des

poussières) installés dans la cheminée. Les effluents liquides sont contrôlés mensuellement sur un échantillon représentatif de l'ensemble des rejets. Ces résultats sont comparés à ceux de l'exploitant.

L'ensemble de ce dispositif mis en œuvre sous la responsabilité directe des autorités sanitaires est de nature à permettre un contrôle strict et permanent des nuisances potentielles des installations nucléaires, ce dont d'ailleurs témoignent les résultats obtenus depuis plusieurs décennies.

La remise à jour des autorisations de rejets

par Philippe Saint Raymond, directeur-adjoint – DSIN

Le décret n° 95-540 du 4 mai 1995 a institué un nouveau cadre réglementaire, qui gouverne à la fois les autorisations de prélèvement d'eau et de rejets, liquides ou gazeux, radioactifs ou non, des installations nucléaires de base. Ce décret n'impose pas pour autant que soient systématiquement reprises toutes les autorisations existantes : les autorisations délivrées sous l'ancien régime réglementaire restent entièrement valables.

Toutefois, plusieurs types de circonstances justifient, aux yeux de la DSIN, la remise à jour des autorisations de rejets existantes.

1 – Certains établissements ne disposent pas d'une autorisation de rejets, l'instruction de leur demande n'ayant pas été menée à son terme par l'administration, et voient leurs rejets contrôlés par l'OPRI sur une base uniquement contractuelle. La situation n'est pas conforme à la réglementation, et doit être régularisée par la présentation et l'instruction d'une nouvelle demande d'autorisation.

2 – D'autres établissements déversent leurs effluents dans le réseau d'effluents d'un autre exploitant, dont les rejets globaux sont autorisés, sans disposer d'une autorisation de rejets qui leur soit propre. De telles situations, peu satisfaisantes sur le fond, sont maintenant explicitement exclues par l'article 5 du décret du 4 mai 1995, et doivent donc là encore faire l'objet de régularisation.

3 – Pour beaucoup d'INB, les autorisations de rejets radioactifs ont été accordées sans limitation de durée, mais les autorisations de prélèvement d'eau et de rejets non radioactifs, qui sous le régime réglementaire antérieur étaient accordées au niveau préfectoral, sont limitées dans le temps. Une nouvelle autorisation s'impose pour prolonger ces autorisations lorsqu'elles viennent à échéance, et c'est l'occasion de réexaminer l'ensemble des autorisations de rejets, y compris radioactifs.

4 – Dans la plupart des cas, les autorisations de rejets radioactifs délivrées il y a quelques années ne satisfont pas aux conditions qui seraient imposées actuellement : d'une part les substances chimiques associées aux rejets radioactifs sont incomplètement réglementées, d'autre part les limites de la radioactivité dont le rejet est autorisé sont fixées à un niveau très large, comparé aux possibilités techniques de l'INB à l'origine, et a fortiori aux niveaux maintenant accessibles grâce aux progrès réalisés dans la limitation des rejets.

Pour toutes ces raisons, et bien que les niveaux actuellement autorisés pour les rejets des INB ne soulèvent nulle part de problème sanitaire, l'Autorité de sûreté s'est lancée dans une opération de remise à jour progressive, sur plusieurs années, de l'ensemble des autorisations de rejets radioactifs des installations existantes.

Les principes de radioprotection en cas d'accident grave sur un site nucléaire

par **Didier Champion**, sous-directeur inspection, crise, environnement – DSIN

et le **docteur Jean Piechowski**, chef du bureau de la radioprotection – Direction générale de la santé

Les installations nucléaires présentent un risque d'exposition accidentelle aux rayonnements ionisants, aux conséquences plus ou moins importantes. L'application des principes de sûreté permet de réduire autant que possible ce risque, mais doit également permettre de limiter les conséquences en cas d'accident, dont il est impossible d'exclure la possibilité d'occurrence malgré toutes les précautions prises. Se préparer à intervenir pour faire face à une telle situation constitue en quelque sorte l'ultime ligne de défense selon le principe de la défense en profondeur.

L'intervention en situation d'urgence, tant sur le site qu'à l'extérieur pour protéger la population, est guidée par des principes de radioprotection énoncés par la directive Euratom 96/29 du 13 mai 1996 fixant les normes de base pour la radioprotection, actuellement en cours de transposition en droit français.

Les principes de radioprotection en cas d'intervention

La radioprotection en situation accidentelle a considérablement évolué par suite des enseignements tirés de divers accidents, et tout particulièrement de celui de Tchernobyl sur-



venu en 1986. Face à un accident nucléaire, deux conséquences de nature et de dimension totalement différentes seraient à gérer : la protection de la population d'une part, les soins aux victimes sur le site d'autre part. La protection de la population est avant tout de nature préventive. Elle concerne un nombre de personnes a priori très élevé : dizaines ou centaines de milliers. Des actions appropriées (confinement, évacuation, distribution d'iode stable) doivent être menées pour éviter ou réduire au mieux les niveaux d'exposition. En situation accidentelle, la notion habituelle de limite ne s'applique plus. S'y substitue celle de niveaux d'intervention, en termes par exemple de débit de dose ou de concentration de produits radioactifs. En pratique, il faut considérer ces niveaux comme des ordres de grandeur. Un consensus international existe globalement sur les valeurs de ces niveaux et sur les actions de protection sanitaire qu'il conviendrait de mener dans une situation de crise nucléaire. Les recommandations de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR), de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et de l'Organisation mondiale de la santé (OMS) sont cohérentes :

- confinement des populations au-dessus d'un risque d'exposition à une dose de 10 mSv ;
- évacuation au-dessus de 50 mSv ;
- administration d'iode stable au-dessus de 100 mSv à la thyroïde.

Ces actions sont destinées à prévenir le risque d'exposition résultant de la dispersion des matières radioactives. Les niveaux de doses mentionnés concernent la somme des expositions externes et internes subies pendant les premiers jours. Ils sont indicatifs.

En ce qui concerne les personnes atteintes physiquement (traumatisme classique, irradiation, contamination), l'ordre des priorités est de gérer :

- en premier, l'aspect traumatisme et fonctions vitales ;
- en second, mais en urgence tout de même, les contaminations ;
- en troisième, l'irradiation externe.

La directive 96/29/Euratom, du 13 mai 1996, fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants, traite des interventions dans son titre IX. Il convient essentiellement de retenir :

- la nécessité d'optimiser les interventions ;
- le fait que, au plan sanitaire, la gestion se fonde sur des niveaux d'intervention et que les limites de dose conventionnelles ne s'appliquent pas ;
- l'obligation d'établir des plans d'intervention et de les tester à l'aide d'exercices périodiques. Si les exercices existent en ce qui concerne l'aspect préventif pour les populations (confinement, évacuation, distribution d'iode), il n'en est pas de même pour la réaction médicale face à un grand nombre d'irradiés. A cet égard, il convient d'insister sur la permanence de la formation des personnels de soins et probablement sur la nécessité de situations simulées pour voir la capacité de réaction des structures hospitalières.

Il n'y a pas pour le moment en France de texte réglementaire reprenant explicitement les niveaux d'intervention relatifs au confinement, à l'évacuation et à la distribution d'iode stable. La transposition de la directive européenne devra combler cette lacune. En fait, le texte devra être suffisamment prudent pour permettre de prendre en compte, en situation réelle, les conditions du moment (risques liés par exemple à une évacuation massive dans des conditions climatiques difficiles). Il y a donc un facteur d'appréciation indispensable pour gérer dans sa globalité le comportement à adopter et ceci est d'autant plus facile que les niveaux d'intervention fixés par les instances internationales sont significativement en dessous des valeurs relatives aux premiers effets radiopathologiques.

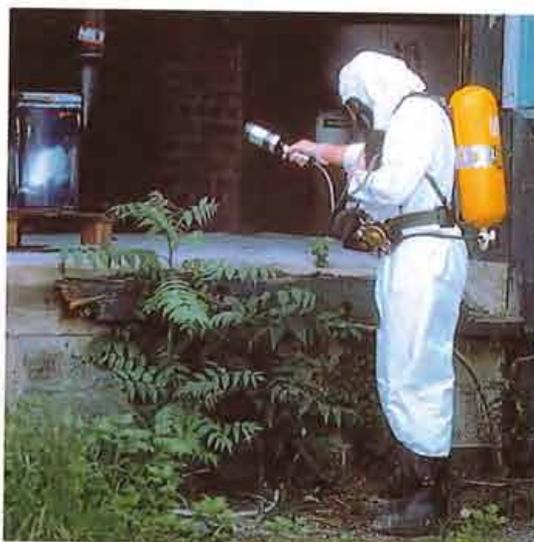
Application aux installations nucléaires

Les principes de radioprotection relatifs aux situations d'urgence sont appliqués aux installations nucléaires principalement dans les trois contextes suivants :

- pour définir les dispositions concourant à la sûreté des installations en fonction des conséquences des accidents pouvant survenir sur ces installations ;
- pour préparer le contenu des plans d'urgence en définissant à l'avance des moyens et une organisation appliqués à une zone géographique où une intervention rapide pourrait être vraisemblablement justifiée ;
- en situation d'urgence proprement dite, pour orienter la décision des pouvoirs publics sur les mesures à prendre pour protéger la population contre les conséquences d'un accident survenant sur une installation nucléaire.

Le premier domaine relève de l'analyse des accidents graves, pouvant entraîner des conséquences radiologiques importantes. Dans le cas des réacteurs d'EDF, par exemple, les études probabilistes de sûreté et les enseignements retirés des accidents de Three Mile Island et de Tchernobyl ont conduit à compléter les mesures de prévention et de gestion des accidents par des moyens et des procédures particulières : procédures dites « hors dimensionnement » et « ultimes » et matériel nécessaire à leur mise en œuvre (filtre à sable, pompes mobiles, groupes électrogènes d'ultime secours, etc.).

Pour orienter la planification de l'intervention en situation d'urgence, aussi bien sur le site dans le cadre du plan d'urgence interne (PUI) que pour assurer la protection du public dans le cadre du plan particulier d'interven-



tion (PPI), il est nécessaire de se faire une représentation a priori des situations accidentelles auxquelles il convient de faire face. On peut alors en déduire l'enveloppe des conséquences radiologiques possibles, afin de déterminer la nature et l'ampleur des moyens et des contre-mesures à prévoir dans les plans d'urgence. Les résultats dépendent de :

- l'estimation du terme source, c'est-à-dire la quantité de matières radioactives rejetées au cours de l'accident de référence considéré. Dans le cas des réacteurs à eau sous pression, il est utilisé un terme source dit « S₃ », correspondant au rejet différé (de l'ordre de 24 heures après le début de l'accident) et filtré de produits radioactifs libérés dans l'enceinte du réacteur à la suite de la fusion du cœur provoquée par une brèche dans le circuit primaire ;
- le calcul de la dispersion des matières radioactives dans l'environnement, à partir de modèles informatiques de diffusion atmosphérique et de paramètres d'entrées (principalement météorologiques) raisonnablement pessimistes. On en déduit les doses reçues pour les différents modes d'exposition en fonction de la distance ;
- l'application des principes de radioprotection dans le cas des interventions, énoncés plus haut, et en particulier la prise en compte des niveaux d'intervention de référence pour l'engagement des mesures de protection du public (confinement, consommation d'iode stable, évacuation).

Enfin, l'application des principes de radioprotection lors d'une situation réelle d'urgence nécessite la mise en place d'une organisation de crise impliquant les pouvoirs publics et l'exploitant de l'installation accidentée, afin d'appliquer, au moment opportun, les mesures de protection contre les effets de l'accident. Dans la pratique, la décision s'appuie sur le diagnostic de la situation, tant sur l'installation que sur l'environnement, mais surtout sur le pronostic de l'évolution de l'accident, afin d'anticiper au maximum les conséquences néfastes. Cela implique l'existence de moyens d'expertise, effectivement prévus tant du côté de l'exploitant que du côté des pouvoirs publics (IPSN en appui de la DSIN, et OPRI). La principale difficulté observée à ce sujet lors des exercices de crise régulièrement « joués » porte sur la rapidité de réalisation de l'expertise, surtout dans les 2 ou 3 premières heures de la crise. Une réflexion



Evaluation des risques engendrés par un accident

nationale est en cours pour remédier à ce problème, en introduisant une première phase, dite « réflexe », pour traiter les premières heures qui suivent le début de l'accident.

Conclusion

Le sujet de la protection contre les rayonnements ionisants en cas d'accident sur une installation nucléaire donne actuellement lieu à de nombreux travaux en France, motivés à la fois par le retour d'expérience des exercices de crise et par l'engagement de la transposition en droit national de la directive Euratom 96/29 dite « normes de base ».

Il est essentiel de surmonter le sentiment de flou que suscite généralement ce problème, surtout lorsqu'on s'avise de comparer les approches, fort disparates, des autres pays : choix des accidents de référence, des modèles de dispersion atmosphérique et des niveaux d'intervention. A cet égard, la DSIN, la Direction générale de la santé et la Direction de la défense et de la sécurité civiles ont entrepris une collaboration étroite avec la plupart des pays frontaliers de la France, en particulier l'Allemagne, afin de comparer les méthodes appliquées de part et d'autre de la frontière, et de rechercher les possibilités de rapprochement. En effet, même et surtout s'il est admis que les approches sont essentiellement théoriques et, pour une bonne part, conventionnelles en raison du manque d'expérience réelle, il importe de rechercher la cohérence afin de renforcer la crédibilité de la prévention des conséquences d'un accident radiologique.

Etat d'avancement des études épidémiologiques autour de La Hague

par le professeur **Alfred Spira**, président du groupe « **Epidémiologie Nord-Cotentin** » et professeur à la faculté de médecine Paris Sud – INSERM
et **Odile Bouton**, épidémiologiste – INSERM

Le programme d'études épidémiologiques complémentaires autour du site de retraitement des déchets nucléaires de La Hague s'articule autour de quatre questions :



Existe-t-il une agrégation anormale de cas de leucémies infantiles autour de La Hague ?

L'étude d'incidence de J.F. Viel, si elle observait un excès de cas sur la période 1978-1992 dans le canton de Beaumont-Hague, ne permettrait cependant pas d'exclure l'effet du seul hasard¹. Pour préciser cette question, la première étude réalisée a été la mise à jour du taux d'incidence jusqu'au 31 décembre 1996² puis jusqu'au 31 décembre 1997 grâce aux données du registre des cancers de la Manche. Aucun nouveau cas de leucémie infantile n'est signalé entre 1992 et 1997 dans le canton de Beaumont-Hague. L'INSEE de Caen travaille actuellement à préciser les mouvements de population ayant eu lieu dans la région à l'échelle du canton afin d'aff-

finer le calcul du nombre de cas attendus. Par ailleurs, un protocole de reconstitution de deux cohortes d'enfants, celle des enfants dont la mère était domiciliée dans le canton de Beaumont-Hague au moment de la naissance et celles des enfants ayant fréquenté les écoles du canton de Beaumont-Hague, est en cours d'élaboration. Ces deux cohortes permettront de réunir la majorité des enfants ayant vécu dans le canton de Beaumont-Hague entre 1978 et 1997.

Quelle est la cause, ou plus probablement quelles sont les causes, des leucémies infantiles survenues dans le Nord-Cotentin ?

L'étude « cas-témoin » menée par J.F. Viel a prouvé une association entre la survenue de leucémie et la fréquentation des plages du Nord-Cotentin par les mères durant leur grossesse et par les enfants et la consommation de poissons et coquillages d'origine locale par les enfants³. S'il n'est pas envisageable de recommencer une enquête épidémiologique de type analytique, il est possible d'examiner les cellules des enfants leucémiques par des techniques de biologie moléculaire. Cette analyse fine permettrait d'explorer l'hypothèse Kinlen (leucémie infantile d'origine virale⁴) et l'existence d'une éventuelle radiosensibilité des enfants ayant développé une leucémie. Ce projet est issu d'une collaboration avec le service d'hématologie du CHU de Caen, les instituts Pasteur et Curie de Paris et l'université d'Oxford.

1. J.F. Viel et D. Pobel Incidence of leukaemia in young people around the La Hague nuclear waste reprocessing plant : a sensitivity analysis. *Statistics in medicine*, 1995, 14, 2459-72.

2. A.V. Guizard, A. Spira, X. Troussard, A. Collignon, ARKM. Incidence des leucémies de 0 à 24 ans dans le Nord-Cotentin. *RESP*, 1997, 45, 530-5.

3. J.F. Viel et D. Pobel Case-control study of leukaemia among young people near La Hague nuclear reprocessing plant : the environmental hypothesis revisited. *Br. Med. J.*, 1997, 314, 101-106.

4. L.J. Kinlen Epidemiological evidence for an infective basis in childhood leukaemia. *Br.J. Cancer*, 1995, 71, 1-5.

Observe-t-on, dans le Nord-Cotentin, une augmentation anormale de l'incidence de pathologies autres que les leucémies de l'enfant et dont on sait, d'après les observations antérieures, qu'elles peuvent être associées aux radiations ionisantes ?

On projette de réaliser un suivi épidémiologique de travailleurs du site COGEMA La Hague. Cette étude s'intéresserait à l'incidence des cancers de toutes localisations chez les travailleurs en activité ou à la retraite. En population générale, une étude des cancers toutes localisations est également prévue à partir des données du registre des cancers de la Manche dans les zones concentriques autour de l'usine de La Hague et de la centrale de Flamanville. Une étude rétrospective permettra de reconstituer les taux d'incidence de cancers de la thyroïde dans le Nord-Cotentin depuis 1987. De même, on étudie actuellement la possibilité de reconstituer la

prévalence des malformations congénitales depuis 1978. Enfin, des enquêtes sur la fertilité et la qualité de vie sont planifiées.

Quelle est l'inquiétude de la population vis-à-vis du risque nucléaire ?

Il semble exister, en effet, une disproportion entre l'importance du risque qui, s'il existe, ne peut être que faible et l'anxiété générée par ce risque dans la population. Dans cette optique, une étude sociologique comparative est projetée autour de La Hague et autour d'autres sites industriels nucléaires, chimiques ou non polluants.

Cette mission s'inscrit dans un cadre plus général de surveillance nationale du risque des radiations ionisantes sur la santé. Une réflexion est en cours pour organiser cette surveillance, cette problématique ayant valeur d'exemple dans le champ des relations santé/environnement.

Données radioécologiques sur le Nord-Cotentin

par Annie Sugier, présidente du groupe « Radioécologie Nord-Cotentin » et directrice déléguée à la protection – Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN)

Faisant suite au débat sur la publication de l'étude du professeur Viel sur les leucémies dans le Nord-Cotentin, la ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement et le secrétaire d'État à la santé ont confié à un groupe de travail « radioécologie » la mission de reconstituer les doses dues aux rayonnements provenant des sources naturelles, médicales et de l'industrie nucléaire, reçues par les populations du Nord-Cotentin. L'objectif visé est de vérifier, compte tenu des connaissances acquises sur les effets des rayonnements, si les doses reçues sont susceptibles d'induire une augmentation des leucémies observable par une

étude épidémiologique. Le groupe « Radioécologie Nord-Cotentin » comprend des experts institutionnels (ACRO et CRII-RAD) ainsi que des représentants des opérateurs des installations nucléaires concernées (EDF pour la centrale de Flamanville, COGEMA pour l'usine de retraitement de La Hague, ANDRA pour le centre de stockage de surface de La Hague). Sa composition a été récemment élargie pour inclure notamment des représentants de la Commission locale d'information auprès de l'établissement de La Hague et des experts étrangers (du NRPB britannique, du GFS allemand et de l'Office fédéral de santé publique de Suisse).

En décembre 1997, un rapport d'étape détaillé a été élaboré présentant, dans une première partie, une évaluation des expositions reçues par les populations du Nord-Cotentin du fait des sources de radioactivité à prendre en compte selon les termes de la mission. A ce stade des travaux du groupe, l'exposition due aux installations nucléaires a été estimée à *partir des modèles des exploitants*.

La dose individuelle moyenne annuelle dans le Nord-Cotentin ainsi estimée à environ 4500 μSv dont 38 % dus au radon, 21 % aux autres expositions naturelles, 35 % aux pratiques médicales et 6 % au secteur industriel nucléaire pour les années où cette dernière contribution a été la plus importante (1979, 1980, 1981). Sur la base de ces évaluations, la contribution des trois installations nucléaires considérées a représenté par le passé au maximum 250 μSv par an dont une moitié due aux incidents des années 1979, 1980, et 1981. Depuis 1992, les doses efficaces annuelles sont dues aux rejets atmosphériques principalement de carbone 14 et d'iode 129.

Ces estimations, si elles sont confirmées, ne devraient pas conduire à une augmentation décelable des cas de leucémie, compte tenu de ce que l'on sait de la relation exposition/risque de développer un cancer.

Dans une deuxième partie, le rapport d'étape comprend également une comparaison des activités des radionucléides mesurées par les différents intervenants dans des compartiments de l'environnement *sélectionnés à titre indicatif* avec celles qu'ont calculées les exploitants.

Le groupe a noté la diversité des sources d'informations disponibles, l'abondance et la bonne cohérence générale des mesures. La confrontation entre ces mesures et les estimations des modèles des exploitants montre que celles-ci sont dans l'ensemble cohérentes avec les mesures; *certaines écarts restent à expliquer*, notamment en prenant en compte la contribution d'autres sources artificielles (essais atmosphériques d'armes nucléaires, accident de Tchernobyl, usine de Sellafield, etc.) ou d'autres phénomènes (relargage à partir des sédiments, transfert par les embruns, effet de cap, etc.).

Pour être en mesure de confirmer les considérations précédentes, le groupe, dans une deuxième phase de ses travaux, procède à une analyse critique des rejets déclarés par les exploitants et des modélisations utilisées ainsi qu'à une exploitation systématique de l'ensemble des mesures effectuées dans l'environnement afin de donner une estimation de la dose aussi réaliste que possible permettant d'évaluer le risque de cancer qui en résulte.



Les défis en matière de radioprotection au Canada

par le Docteur Agnes J. Bishop, présidente de la Commission de contrôle de l'énergie atomique

Introduction

La Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA), autorité réglementaire fédérale, a pour mission d'assurer que la santé, la sûreté, la sécurité et l'environnement ne sont pas menacés par l'utilisation de l'énergie nucléaire au Canada. La CCEA est chargée des contrôles réglementaires dans des installations aussi diverses que les mines et les usines d'extraction de l'uranium, les usines de fabrication de combustible, les réacteurs de puissance et de recherche, les installations de traitement de déchets, les hôpitaux, les universités et toute autre installation utilisant des substances et des isotopes radioactifs réglementés. Le contrôle réglementaire se traduit par un système exhaustif d'autorisations associé à des inspections de conformité. Le contrôle réglementaire de la radioprotection s'effectue par le biais de règles, d'évaluations sur site et de revues détaillées des documents concernant les programmes de radioprotection. Les principes de la radioprotection évoluent au fur et à mesure que de nouvelles données scientifiques sont acceptées par des organismes internationaux tels que la Commission internationale de protection radiologique (CIPR). Dans le contexte de notre engagement à protéger les populations et l'environnement canadiens des risques non nécessaires de l'énergie nucléaire, la CCEA s'impose de prendre en compte cette évolution. Toutefois, la mise en œuvre d'une politique nouvelle constitue un défi considérable. Dans cet article, nous parlerons de quelques défis en matière de radioprotection que la CCEA et l'industrie nucléaire canadienne ont à relever actuellement.

Les modifications réglementaires

Au cours des douze prochains mois, la CCEA procédera à l'introduction de modifications réglementaires majeures par suite de l'adop-

tion par le gouvernement canadien au printemps 1997 d'une loi sur la sûreté et le contrôle nucléaires. Grâce à cette loi, la CCEA dispose d'un cadre juridique moderne pour une réglementation plus explicite et plus efficace des activités nucléaires. Des règlements complémentaires sont en cours de préparation. Ils comprendront de nouveaux règlements en matière de radioprotection intégrant la plupart des recommandations de la CIPR 60. De nouvelles limites de dose sont proposées qui réduiront l'exposition des travailleurs à une dose efficace de 100 mSv pour une période de cinq ans avec une dose maximale autorisée de 50 mSv sur une année comprise dans la période de cinq ans. La limite pour la population sera fixée à une dose efficace annuelle de 1 mSv.

Consultation de la population

Les nouvelles limites de dose constituent un défi majeur pour une grande partie de l'industrie nucléaire canadienne, et plus particulièrement dans les domaines de la radiographie industrielle et de l'extraction de l'uranium. Consciente de ce problème, la CCEA a intégré un processus complet de consultation de la population dans l'élaboration des règlements. Cette stratégie traduit l'engagement de la CCEA à être un organisme ouvert et accessible. La CCEA s'attend à ce que l'implication dans le processus d'élaboration de ceux pour qui les enjeux sont importants permette aux utilisateurs de respecter les nouvelles réglementations sans trop de perturbations.

Un exemple parmi d'autres de la mise en œuvre réussie du processus de consultation de la population concerne la définition des limites de dose pour les femmes enceintes directement affectées à des travaux sous rayonnement. Nombreux étaient ceux dans l'industrie nucléaire qui considéraient que la

limite recommandée par la CIPR en ce qui concerne les femmes enceintes était trop contraignante (une limite de dose équivalente de 2 mSv à la surface de l'abdomen et une limite d'incorporation de nucléides radioactifs égale à 1/20 de la limite annuelle d'incorporation pour la suite de la grossesse). L'on craignait que les difficultés pour respecter cette limite ne risquent d'entraîner des licenciements et une hésitation de la part des employeurs à embaucher des femmes pour certains postes. Afin de dissiper ces craintes, la CCEA avait organisé une série de réunions avec les parties concernées venant de tout le Canada. Ces réunions avaient pour but d'évaluer les risques et d'explorer l'intérêt de limites de dose alternatives. Le résultat obtenu fut une limite de dose efficace à l'abdomen moins contraignante de 4 mSv. Cette limite a été acceptée car 4 mSv peuvent facilement être mesurés et les risques pour l'embryon et pour le fœtus associés à une dose de 4 mSv à la mère sont négligeables, surtout lorsqu'on les compare aux risques dus aux causes naturelles. Les femmes concernées par la limite de dose proposée ont indiqué que ce niveau de risque était acceptable. Les réunions organisées à travers le pays ont été une réussite et seront prises comme modèle pour aborder d'autres thèmes.

ALARA

La nouvelle loi et la nouvelle réglementation exigent que les exploitants d'installations maintiennent les doses à un niveau aussi faible que raisonnablement possible (ALARA : as low as reasonably achievable). Des notions telles que « aussi faible que raisonnable » plutôt que des limites fixes risquent de conduire à des problèmes d'ordre juridique, et donc la définition d'un lien entre ALARA en tant que principe et ALARA en tant qu'objectif quantifiable constitue un deuxième défi. Afin d'assurer que les exploitants d'installations respectent le principe ALARA, la réglementation exige qu'ils définissent un programme de radioprotection en mesure de maintenir les doses aux travailleurs et aux populations aussi faibles que raisonnablement possibles, grâce à l'engagement de la direction et aux contrôles qu'elle effectue, à une bonne formation et à des mesures de contrôle de la radioexposition appropriées. Les exploitants d'installations doivent également définir des seuils dont le dépassement

nécessiterait une intervention, et ceci afin de démontrer que l'installation est conforme au principe ALARA. Un seuil dont le dépassement nécessiterait une intervention s'applique à une dose précise ou à tout autre paramètre dont le dépassement pourrait signifier qu'une partie du programme de radioprotection n'est plus maîtrisée. Ces seuils doivent être largement au-dessous des limites réglementaires de dose et d'émission, mais au-dessus des limites de fonctionnement normal. Lorsque ces seuils sont dépassés, l'exploitant de l'installation est tenu de réagir d'une manière prédéfinie. Le dépassement de ces seuils ne sera pas puni par la loi, contrairement au refus de prendre des mesures appropriées.

La radioprotection dans le domaine de l'extraction de l'uranium

Le défi le plus important en matière de radioprotection concerne probablement l'industrie minière. Trois aspects sont à prendre en compte : le respect des nouvelles limites de dose, la mise en œuvre du principe ALARA et la protection de l'environnement. Les limites de dose constituent une préoccupation majeure. Les minerais canadiens de haute qualité sont souvent extraits par des hommes travaillant sous terre, d'où la possibilité accrue que certains mineurs reçoivent des doses significatives, à la fois externes dues au rayonnement gamma, et internes dues aux descendants du radon et aux poussières radioactives à vie longue. A l'heure actuelle, de nombreux mineurs s'approchent de la limite de dose moyenne de 20 mSv/an, voire la dépassent. De nouvelles techniques d'extraction et des pratiques améliorées en matière de radioprotection doivent être définies d'urgence afin de faire face à ce problème. Des facteurs économiques et sociaux



Extraction d'uranium. Mine de Rabbit-Lake (Canada)

sont également à prendre en considération et il faut faire la part des choses entre le coût des avancées dans le domaine de l'ingénierie et les conséquences pour les régions nordiques peuplées par des autochtones qui vivent de l'industrie minière. La CCEA et les exploitants des mines étudient actuellement ces problèmes.

L'environnement

L'environnement constitue un autre défi majeur. La consultation des populations, ainsi que les observations faites au cours des réunions sur l'environnement, ont clairement démontré que les Canadiens ont besoin d'être assurés qu'eux-mêmes, ainsi que leur environnement, ont été protégés de manière acceptable. Pendant des années, l'industrie nucléaire s'est basée sur l'hypothèse que « si les êtres humains sont protégés, l'environnement l'est aussi », mais elle ne peut plus être admise. Il est également évident qu'il ne suffit plus que le gouvernement affirme que l'environnement est protégé. Les populations exigent qu'on leur démontre que les installations nucléaires et les industries utilisant des matériaux nucléaires ont des conséquences négligeables pour l'environnement. Pour ce faire, le gouvernement canadien, ainsi que ses autorités compétentes, élaborent actuellement des lois et des politiques qui exigeront des industries la mise en œuvre de programmes pour la protection de l'environnement, intégrant des campagnes de mesures de grande envergure sur le terrain. En tant qu'organisme gouvernemental, la CCEA définit actuellement une stratégie pour la protection de l'environnement. Cette stratégie sera basée sur la considération de l'environnement en tant que système ayant des composantes à la fois biologiques et physiques qui interagissent entre elles. Une importance égale sera accordée aux mesures dans l'environnement et à la gestion de l'environnement. Afin de mettre en œuvre cette stratégie, des normes et des critères appropriés doivent être développés en tenant compte des aspects techniques et sociaux pour que les décisions



Mine d'extraction d'uranium de Key-Lake (Canada)

prises soient satisfaisantes d'un point de vue technique et acceptables d'un point de vue social. Comme par le passé et avant d'arrêter définitivement les critères et les normes, la CCEA entend consulter la population et rechercher l'avis et les commentaires de nombreuses sources et de tous ceux pour qui les enjeux sont importants.

Conclusion

La complexité et la diversité des défis en matière de radioprotection auxquels le Canada doit faire face aujourd'hui montrent clairement qu'il convient de prendre l'avis et les commentaires de plusieurs côtés, y compris des industries elles-mêmes, de la communauté scientifique internationale et du public. Relever les défis que constituent la réglementation des limites de dose, la définition de seuils, le principe ALARA et les pratiques en matière d'environnement demande un effort concerté. La CCEA tâchera de rester ouverte et accessible afin d'encourager la participation de tous ceux qui se sentent concernés. Grâce à cette expertise collective, des solutions aux divers défis peuvent être trouvées. C'est dans cette perspective que la CCEA entend continuer sa mission pour assurer que la santé, la sûreté, la sécurité et l'environnement ne sont pas menacés par l'utilisation de l'énergie nucléaire au Canada.

Points de vue extérieurs

La radioprotection, dans et hors les installations nucléaires

par Jean-Claude Zerbib, ingénieur en radioprotection – ancien membre du CSSIN (Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires)

La radioprotection¹ a, vis-à-vis de la protection contre d'autres risques physiques, chimiques ou biologiques, un atout majeur : celui d'avoir été prise en charge, à l'échelon international, **avant** que ne se développent les grands projets industriels d'*atom for peace*.

Les premières victimes de brûlures radiologiques ou de cancers radio-induits ont en effet été comptées principalement parmi diverses catégories de chercheurs, mais aussi dans le monde de la santé et tout particulièrement chez les radiologues et les chirurgiens.

Dès 1928, les premières « normes de radioprotection », inspirées des règles pratiques appliquées par les physiciens et radiologues anglais (1921) et allemands (1925), ont été proposées par une commission dénommée depuis 1950 : « Commission internationale de protection radiologique (CIPR) ».

Plusieurs pays ont pris en compte ces « règles de l'art » en matière de protection radiologique et, quelques dizaines d'années plus tard, la grande majorité des pays intégraient dans leur réglementation nationale les normes de protection radiobiologique publiées notamment en 1959, 1977² et 1991³ par la CIPR puis reformulées par les orga-

nismes internationaux comme le BIT, l'OMS, l'AIEA et l'AEN/OECD.

Les Etats membres de la Communauté européenne disposaient en complément pour leur part d'une « directive du Conseil »⁴, qui est l'esquisse, assez élaborée, d'un texte réglementaire.

Les considérations socio-économiques de la CIPR

La lecture des premières « recommandations », de ce qui était devenu la CIPR, montre que la Commission regardait plus loin que le seul champ de la physique et de la radiobiologie. La CIPR écrivait en effet, en 1959⁵, qu'il lui paraissait « nécessaire de faire des recommandations plus strictes, en matière de valeurs admissibles pour l'exposition aux rayonnements ionisants que celles qui étaient auparavant exprimées en dose journalière ou hebdomadaire ».

Pour la CIPR, l'intérêt porté par de nombreux pays sur l'utilisation de l'énergie atomique à des fins pacifiques fait que « des centrales atomiques seront construites dans le monde entier. Il pourrait en résulter dans l'avenir une augmentation sensible du nombre de personnes professionnellement exposées et, simultanément, une irradiation effective ou un risque d'irradiation d'autres personnes et même de l'ensemble de la population. Fait plus important, la pression pour une production d'énergie plus économique pourrait faire abandonner les facteurs de sécurité ».

1. La radioprotection peut se définir comme étant l'ensemble des moyens mis en œuvre pour éviter ou réduire à un niveau aussi bas que raisonnablement possible les expositions aux rayonnements ionisants, immédiates ou différés, des personnes professionnellement exposées et celles des personnes du public.

2. Depuis 1959, la Commission plénière de la CIPR attribue, au fur et à mesure, un numéro aux rapports qu'elle adopte et publie en langue anglaise. Ces publications relèvent de ses propres travaux comme c'est le cas des « normes fondamentales de radioprotection », ou de ceux d'une de ses commissions spécialisées. La « CIPR 26 », adoptée le 17 janvier 1977, constitue les avant-dernières « normes de base » de la CIPR sur lesquelles s'appuie encore la réglementation française en vigueur aujourd'hui. La publication 26 a fait l'objet de plusieurs « déclarations » de la CIPR qui consistent en des amendements, clarifications et élargissements.

3. Les dernières « normes fondamentales » ont été proposées en avril 1991. Elles ont fait l'objet d'une directive le 13 mai 1996 et devraient être transposées dans la réglementation nationale, avant le 13 mai 2000.

4. Directive du 15 juillet 1980 (80/836/Euratom), publiée le 17/09/80 au J.O. des Communautés Européennes. Cette directive a été complétée par une seconde directive du Conseil du 3 septembre 1984 (84/466/Euratom) publiée le 5/10/84. La directive de 1980 devrait être appliquée, au plus tard, le 3 juin 1984, mais la première transcription date du 2 octobre 1986.

5. « Recommandations de la Commission internationale de protection radiologique » – publication CIPR 1.

De ces préoccupations citoyennes, il reste une trace dans la directive européenne de juillet 1980 (article 40, alinéa 4) reprise dans celle de mai 1996 (article 38, alinéa 4) ; elle concerne le service de radioprotection :

Directive de 1980 : *chaque état membre s'assure que les moyens nécessaires à une radioprotection appropriée sont mis à la disposition des services responsables. La création d'un service spécialisé de radioprotection est nécessaire chaque fois qu'il s'agit d'installations comportant un risque d'exposition ou de contamination radioactive important. Ce service, qui peut être commun à plusieurs installations, doit être distinct des unités de production et d'exploitation.*

Directive de 1996 : *chaque état membre exige que les moyens nécessaires à une radioprotection appropriée soient mis à la disposition des services responsables. Un service spécialisé de radioprotection, à distinguer des services de production et des services opérationnels, s'il s'agit d'un service interne, habilité à effectuer des tâches de radioprotection et à fournir des conseils spécifiques, est requis pour les installations pour lesquelles les Autorités compétentes le jugent nécessaire. Ce service peut être commun à plusieurs installations.*

Cependant, les décrets spécifiques de la protection des travailleurs « hors⁶ » et « dans⁷ » les INB, qui se fondent sur la directive de 1980, n'ont pas repris ces dispositions importantes. Espérons que les prochains textes réglementaires issus de la directive de 1996 prendront explicitement en compte cette « exigence » d'indépendance des services de radioprotection.

La radioprotection des travailleurs intervenant hors des INB

L'accident, survenu en août 1991 auprès d'un accélérateur d'électrons à Forbach⁸, qui a occasionné des brûlures radiologiques étendues – atteinte de 14 %, 25 % et 60 % de la surface corporelle – et profondes à trois personnes (dont deux intérimaires, les plus gra-

vement touchés) a interpellé très fortement le ministère du travail. Cet accident, comme ceux recensés les mois suivants, mais de bien moindre impact que celui de Forbach, a montré que les risques d'exposition aux rayonnements ionisants concernent de nombreux domaines professionnels où leur présence même est parfois insoupçonnée et négligée. C'est dans cet esprit qu'une opération d'envergure, visant à mieux connaître l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants, a été décidée. Le ministère du travail en a informé le Conseil supérieur de la prévention des risques professionnels en février 1992.

C'est à la mi-1992, environ 6 ans après la parution du décret sur la protection des salariés hors des INB, que le ministère du travail, avec l'aide d'autres administrations concernées, a lancé l'enquête⁹ annoncée, qui durera un an, sur l'efficacité de la radioprotection. Le terrain d'expérience a été l'Aquitaine. La moitié des entreprises (64/128) appartenait au secteur médical, dentaire et vétérinaire, l'autre moitié concernait toutes les branches industrielles. Les résultats ont montré que la réglementation n'était que très partiellement appliquée comme en attestent les principales performances moyennes rappelées ci-dessous :

- seules 55 % des entreprises ont nommé une personne compétente ayant bénéficié d'une formation agréée (avec des taux variant de 76 % pour le secteur industriel, à 35 % pour le secteur médical, dentaire et vétérinaire) ;
- 51 % se soumettent au principe de délimitation des zones autour d'une source de rayonnements (avec une variation par secteur comprise entre 41 % et 62,5 %) ;
- 46 % respectent les modalités de déclaration (variation de 62 à 25 %) ;
- seuls 31 % des travailleurs classés en catégorie A, font l'objet d'une dosimétrie mensuelle et d'une surveillance médicale semestrielle (variation de 19 à 44 %).

Plus grave encore, l'enquête a montré que, dans la **chimie**, 6 entreprises utilisent des appareils de radiographie et qu'une seule emploie un salarié titulaire du CAMARI¹⁰.

6. Décret du 2 octobre 1986 modifié par décrets le 6 mai 1988 et le 19 septembre 1991.

7. Décret du 20 avril 1975 modifié par décret le 6 mai 1988.

8. « Forbach : Une certaine logique industrielle ? » – Sécurité – Revue de Préventique N° 6 – août/septembre 1993

9. « Enquête sur les rayonnements ionisants » in « Conditions de travail : bilan 1993 » – Editeur : La Documentation Française – Paris (1994).

10. CAMARI : Certificat d'aptitude à manipuler des appareils émettant des rayonnements ionisants, défini par un arrêté relatif au décret du 2/10/86.

Dans l'agro-alimentaire, **une seule** entreprise utilise la radiographie industrielle, mais elle n'a pas de salarié titulaire du certificat.

Certes, rien ne prouve que les résultats de cette enquête menée en Aquitaine soient représentatifs de la situation française en général, mais rien n'exclut cette hypothèse non plus.

En outre, mon expérience m'a permis de vérifier que dans la très grande majorité des organismes de recherche, publics ou privés, qui utilisent des radionucléides émetteurs bêta en sources non scellées (^3H , ^{14}C , ^{35}S , ^{32}P , ^{33}P , ^{125}I), les contrôles individuels réglementaires de la **contamination interne**, par mesure de la charge urinaire ou thyroïdienne, qui sont les seules mesures pertinentes, sont pratiquement inexistantes. Dans quelques cas, c'est un « film dosimètre » qui est porté – comme un gri-gri radioprotecteur – lequel n'enregistre imperturbablement que des doses nulles.

La radioprotection des intervenants dans les INB

Je vais commencer ce chapitre, sans remonter très loin dans le temps, par quelques rappels factuels qui pourraient s'intituler : « de la difficulté de se faire entendre dans le pays qui possède le parc nucléaire de rang 2 au niveau mondial ».

Le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN) avait évoqué en octobre 1991 la question du suivi radiologique des travailleurs « extérieurs » aux INB. Un groupe de travail, au terme de plusieurs réunions, avait présenté un avis assorti de huit propositions qui ont été adoptées à l'unanimité par le Conseil en janvier 1992.

Comme aucune Autorité réglementaire n'a été chargée officiellement du suivi de la mise en œuvre de ces propositions (adressées aux ministres du travail et de l'industrie), elles sont restées « lettre morte ». Ces propositions portaient notamment sur :

- le renforcement du rôle des responsables de la radioprotection et de la médecine du travail vis-à-vis des « travailleurs extérieurs » qui sont les plus exposés et ceci quel que soit leur contrat de travail (CDI, CDD, intérimaires) ;
- la mise en place d'un système réglementaire unique, national et infalsifiable d'identi-



Démantèlement de boîtes à gants dans un laboratoire

cation permettant leur suivi dosimétrique et médical pendant toute leur carrière ;
– la rédaction des mesures d'application prévues par la réglementation (arrêtés sur la transmission des données dosimétriques).

Fin 1992, l'Office parlementaire des choix scientifiques et technologiques initiait une étude consacrée au contrôle, à la sûreté et à la sécurité des INB. Début 1994, son rapport mettait en lumière certaines carences de la radioprotection des « travailleurs extérieurs » et formulait à ce propos douze recommandations. Elles recoupaient celles du Conseil supérieur avec en plus la demande de création, au sein du ministère de la santé, d'une « autorité de radioprotection ». Notons en outre que Monsieur Claude Birraux, rapporteur de l'Office parlementaire, avait eu des mots très durs à propos du suivi dosimétrique, en dénonçant « *le laxisme et l'inertie de l'exploitant et les carences de l'Etat dans un domaine sensible où le règlement et la loi doivent protéger les plus faibles et les plus exposés, en l'occurrence les travailleurs sous-traitants et intérimaires* »¹¹.

11. Birraux Claude « Radioprotection et Installations nucléaires : réformer pour plus d'efficacité et de transparence » dans « Radioprotection » volume 27, pages 245-249 – 1992.

En juillet 1994, pour la deuxième fois, un groupe de travail du CSSIN reprenait le problème des « travailleurs extérieurs » qui n'avait guère avancé. Après cinq réunions, il soumet un projet d'avis au Conseil supérieur qui l'adopte. Depuis, la réglementation en matière de suivi médical a été positivement modifiée, mais la dosimétrie dite « opérationnelle », qui s'est développée depuis plusieurs années sans base réglementaire, n'est toujours pas encadrée.

Tandis que le décret du 2/10/86 qui régit notamment les personnes les plus exposées, n'a toujours pas prévu que les salariés doivent être informés de la dosimétrie les concernant. Les considérations sur le caractère confidentiel médical de la dosimétrie continuent de polluer le débat tandis que la France est le seul Etat membre¹² qui devra répondre devant la cour de justice européenne du fait de ne pas avoir transcrit dans sa réglementation les dispositions de la directive du 4 décembre 1990 sur la protection des « travailleurs extérieurs », alors qu'elle devait s'y conformer au plus tard le 31 décembre 1993.

Des propositions concrètes

Il est possible d'objecter qu'une analyse comparée des risques entre le nucléaire et les autres grands secteurs industriels devrait conduire à relativiser le poids réel de ces dysfonctionnements incontestés :

- si 80 % des doses délivrées dans les centrales nucléaires sont reçues par des intervenants extérieurs, l'externalisation des risques n'est pas l'apanage du nucléaire ;
- si la réglementation¹³ exige que toutes les interventions sous rayonnements « doivent toujours s'effectuer sous le contrôle d'une personne qualifiée en radioprotection », il faut bien admettre que la demi-douzaine d'agents de radioprotection attachés à une « tranche » nucléaire ne peuvent pas suivre les 600 à 900 intervenants qui pénètrent dans l'INB lors de l'arrêt de l'installation. La preuve est donc apportée que la réglementation n'est pas réaliste ;
- que les doses reçues lors de chaque arrêt décroissent progressivement depuis 1992 (fin

1990, un article, fruit d'une longue enquête, fournissait pour la première fois le nombre de salariés par tranches de dose croissantes¹⁴ ;

- le nombre de maladies professionnelles (en moyenne 18 par an entre 1968 et 1995) provoquées par les rayonnements ionisants ne représentent que 0,4 % des affections reconnues parmi les salariés du régime général de la sécurité sociale.

Mais, pour ma part, je me propose de dire :

- qu'il appartient aux exploitants nucléaires de contrôler **toutes les opérations** qui entraînent des expositions sous rayonnements. Dans les centrales nucléaires, les pratiques doivent être conformes à la réglementation. C'est à l'exploitant de s'adapter aux textes réglementaires et non l'inverse ;
- qu'un inspectorat, visant spécifiquement la réglementation en radioprotection, devrait être créé.

S'agissant des INB, cet inspectorat devrait notamment s'assurer de la fiabilité du port des dosimètres individuels. En cette matière, les données recueillies par EDF souffrent d'un trop grand déficit de crédibilité. La peur de la perte du contrat par l'entreprise et celle de l'emploi par les salariés font que le port des dosimètres individuels pendant les phases pénalisantes des interventions, n'est pas acquis. La réduction du « coût dosimétrique » de la gestion du parc, observée depuis 1992, peut donc être biaisée.

- que, hors des INB, ce corps d'inspecteurs puisse vérifier l'application des dispositions réglementaires. L'enquête en Aquitaine conduite par le ministère du travail, en a montré abondamment la nécessité ;
- qu'une modification rapide de la réglementation permette rapidement aux acteurs de la prévention, notamment les salariés exposés et les personnes compétentes, de disposer des données de la dosimétrie individuelle ;
- que la réglementation qui découlera de la transcription de la directive du 13 mai 1996, mette fin à la stratification croissante et touffue des textes réglementaires visant la radioprotection. Pour être appliquée, une réglementation se doit d'être « lisible » et intelligible.

12. La majorité des Etats membres ont opté pour le livret dosimétrique individuel ; les Suédois, les Danois et les Néerlandais ont choisi le système informatique national.

13. article 17 - alinéa 1 du décret du 2/10/86 et article 9 du décret du 20/04/75.

14. Lefaure C. et Lochard J. « La dosimétrie des travailleurs des entreprises extérieures dans les centrales nucléaires » dans « Risque et Prévention » - Bulletin du CEPN n° 9 - novembre 1990. Selon cette étude, 2500 salariés dépassent 15 mSv/a et 1500 dépassent 20 mSv/a.

Impact des installations nucléaires sur l'environnement

par Pierre Barbey, conseiller scientifique – Association pour le contrôle de la radioactivité dans l'Ouest (ACRO)

En fonctionnement normal, les installations nucléaires procèdent régulièrement à des rejets dans l'environnement, de nature chimique et radioactive. Ils sont sujets à d'âpres discussions, mais c'est essentiellement l'aspect radiologique (seul aspect traité ici) qui focalise l'attention de l'opinion publique.

Le becquerel, unité de l'empreinte sur l'environnement

Même en dehors des incidents ou accidents nucléaires, l'environnement proche des installations est marqué par la présence d'une radioactivité caractéristique constituant une signature (tableau 1).

Si l'exemple rapporté ici illustre bien l'influence de la centrale, son suivi dans le temps traduit cependant une baisse des rejets effectifs durant ces dernières années. D'autres mesures effectuées par l'ACRO autour de la centrale de Nogent-sur-Seine conduisent aux mêmes observations.

En aval du cycle du combustible, l'étape du retraitement (plus souvent sous les feux de l'actualité) correspond à des installations dont les niveaux de rejets effectifs sont très largement supérieurs à ceux des centrales (tableau 2). Dans ce cas, l'impact sur l'environnement (au moins pour les rejets liquides) peut s'observer sur de très longues distances.

Tableau 1.

		Sédiments de la Loire – Chinon (en Bq/kg sec)					
		Co58	Co60	Rh-Ru106	Ag110m	Cs134	Cs137
1991	Amont	–	1,3	–	16	–	41
	Aval	44	132	1019	3390	23	100
1994	Amont	–	–	–	–	–	2,9
	Aval	6,4	21	49	155	–	7,8
1996	Amont	–	–	–	–	–	1,4
	Aval	–	22	–	37	2,5	12

Résultats ACRO

Tableau n° 2.

REJETS LIQUIDES EFFECTIFS pour l'année 1994			
Radioéléments	La Hague	Flamanville	Ratio Hag./ Fla.
Bêta-Gamma (hors [3H])	70 200 GBq	8 GBq	8775
Tritium ([3H])	8 090 000 GBq	30 000 GBq	270
Alpha	97,3 GBq	interdit	
AUTORISATIONS ACTUELLES DE REJETS LIQUIDES			
Radioéléments	La Hague	Flamanville	Ratio Hag./ Fla.
Bêta-Gamma (hors [3H])	1 700 000 GBq	1 100 GBq	1545
Tritium ([3H])	37 000 000 GBq	80 000 GBq	462
Alpha	1 700 GBq	interdit	



Centrale de Flamenville

Ainsi, les rejets de l'usine de retraitement de La Hague peuvent être suivis jusqu'en Mer du Nord¹.

Ces niveaux relatifs de rejets réels sont corrélés avec des niveaux d'autorisations de rejets singulièrement différents. L'autorisation de rejets liquides (hors Tritium) de COGEMA La Hague est 1500 fois supérieure à celle des 2 réacteurs EDF de Flamenville situés à quelques kilomètres à vol d'oiseau (tableau 2). Et c'est bien là un premier problème qui heurte l'esprit de beaucoup de citoyens considérant ces valeurs comme des « seuils sanitaires », lesquels constituent un danger quand ils sont atteints. Ils ne peuvent donc être différents selon les sites. Alors que pour les exploitants, bardés de certitudes quant à l'innocuité de leurs installations, ces mêmes valeurs représentent des « niveaux de performance » fonction de contraintes économiques et de la nature de l'installation.

Becquerel ou sievert ?

Le becquerel, cette unité de mesure d'activité qui s'est imposée en 1986², ne plaît pas aux industriels du nucléaire qui la trouvent « trop petite » et préfèrent de toute façon s'exprimer en sieverts (ou microsievverts). S'agissant d'impact sur l'environnement, c'est pourtant bien le becquerel qui est la seule unité de mesure de l'empreinte des installations. Il n'est que le reflet partiel – fonction de la technicité du moment – de la contamination réellement présente. Le sievert, unité de l'impact sanitaire, implique des coefficients de dose (toujours discutables car

fonction des connaissances du moment) mais, surtout, il exige la connaissance exhaustive de l'état de la pollution radiologique. Cette certitude là n'est pas de mise.

En 1993, un rapport de l'UNSCEAR aborde la question du Carbone 14 rejeté par les installations nucléaires. Celles-ci fonctionnent depuis des dizaines d'années et ce n'est que récemment que ce radioélément commence à être mesuré. Or c'est vraisemblablement un des éléments qui contribue de façon majeure à l'impact de dose. Il en est de même pour le Nickel 63 pour lequel l'OPRI entame des mesures sur les rejets des centrales EDF. En fait, si les mesures de spectrométrie gamma permettent d'identifier simultanément un large spectre d'émetteurs gamma, la mesure d'émetteurs bêta, surtout ceux de faible énergie, est beaucoup plus délicate et impose une recherche ciblée qui nécessite que ces éléments soient au préalable identifiés comme contaminants potentiels. L'exemple de l'usine de retraitement de La Hague illustre bien ce propos : 10 éléments identifiés dans les rejets liquides en 1967, 19 en 1982 et 27 en 1996. D'autres restent à identifier. Il y a donc bien un déficit de connaissance de l'état réel de l'impact sur l'environnement. Les conséquences n'en sont pas anodines. Nombre de ces radioéléments longtemps ignorés se trouvent être de longue période physique – tel le 14C (5730 ans), le 63Ni (100 ans) ou le 129I (16 106 ans) – et contribuent sur le long terme à la dose collective des populations.

Les déchets et l'acceptabilité sociale

Au-delà des rejets liquides et gazeux, les déchets radioactifs vont contribuer également à l'impact sur l'environnement. Cette fois de façon hypothétique et dans un futur très lointain, penserait-on. Pourtant la première expérience industrielle de stockage de déchets de surface qui vient de s'achever, celle du Centre Manche, est déjà un échec patent. Depuis plus de vingt ans, cette installation marque en profondeur l'environnement du plateau de La Hague par une pollution radiologique chronique³. Le Centre de l'Aube, qui a bénéficié du retour d'expérience, ne doit procéder à aucun rejet. Pourtant l'ANDRA envisage de remettre en cause le dispositif réglementaire pour disposer d'une

1. Radionuclides in the Oceans. RADOCS 96 – Octeville. Radioprotection, 1997, 32, C2.

2. Décret n° 86-1102 du 2 octobre 1986.

3. Voir l'ACRONIQUE du nucléaire n° 16, 23, 24, 28, 31 et 32.

autorisation de rejet. Quelle sera également l'empreinte sur l'environnement (y compris dans des biens d'équipement) si le recyclage de matériaux radioactifs issus des TFA entre en pratique ? Quant aux déchets hautement actifs et à vie longue, leur confinement garanti sur des millénaires relèvera inévitablement d'un pari sur l'avenir.

Dans le débat actuel sur « l'acceptabilité sociale », on peut concevoir qu'une société accepte un détriment porté à son environnement au bénéfice d'un confort qui lui profite dans le moment présent. Certainement réclamera-t-elle que les niveaux de rejets soient constamment abaissés pour tendre vers des rejets nuls au nom du *principe de précaution* car l'innocuité en termes de détriment sanitaire restera toujours entachée du doute. Mais cette question des déchets radioactifs, parce qu'elle constitue un legs imposé aux générations futures, pourrait bien corres-

pondre au seuil de « l'inacceptabilité sociale ». C'est tout simplement une question d'éthique.

Pour l'heure, cet impact sur l'environnement doit être surveillé de la façon la plus étroite possible et les résultats de mesures rendus publics de manière exhaustive. Les associations, telle l'ACRO, doivent y trouver une place qui leur soit reconnue. Il est regrettable de voir des exploitants dépenser beaucoup d'énergie à tenter de discréditer leur activité. Celle-ci n'a pas pour objet d'être « en opposition » et encore moins de se substituer à celle des exploitants ou à celle des organismes institutionnels. Elle est tout simplement complémentaire et relève d'une démarche citoyenne. Et c'est de cette « pluralité » de la surveillance de l'environnement que pourra naître une confiance (certes toujours relative) des populations environnantes vis-à-vis de l'information.



CONTRÔLE, la revue de l'Autorité de sûreté nucléaire,
est publiée conjointement par le ministère de l'économie, des finances et de l'industrie
secrétariat d'état à l'industrie
et le ministère de l'aménagement du territoire et de l'environnement
99, rue de Grenelle, 75353 Paris 07 SP. Diffusion : Tél. 33 (0) 1 43.19.32.16

Directeur de la publication : André-Claude LACOSTE, directeur de la sûreté des installations nucléaires
Rédacteur en chef : Anne-Marie L'HOSTIS
Assistante de rédaction : Christine MARTIN
Coordination du dossier : Michel DUTHÉ

Photos : EDF (H. Cazin, G. Loucel, C. Pauquet, G. Jaumotte, M. Morceau, P. Pitchal, M. Béranger), DSIN (C. Feltin, J. Rabouhams), BOUYGUES, IPSN, CEA, ARTECHNIQUE, COGEMA, FRAMATOME, OPRI, CCEA Canada, PICTOR

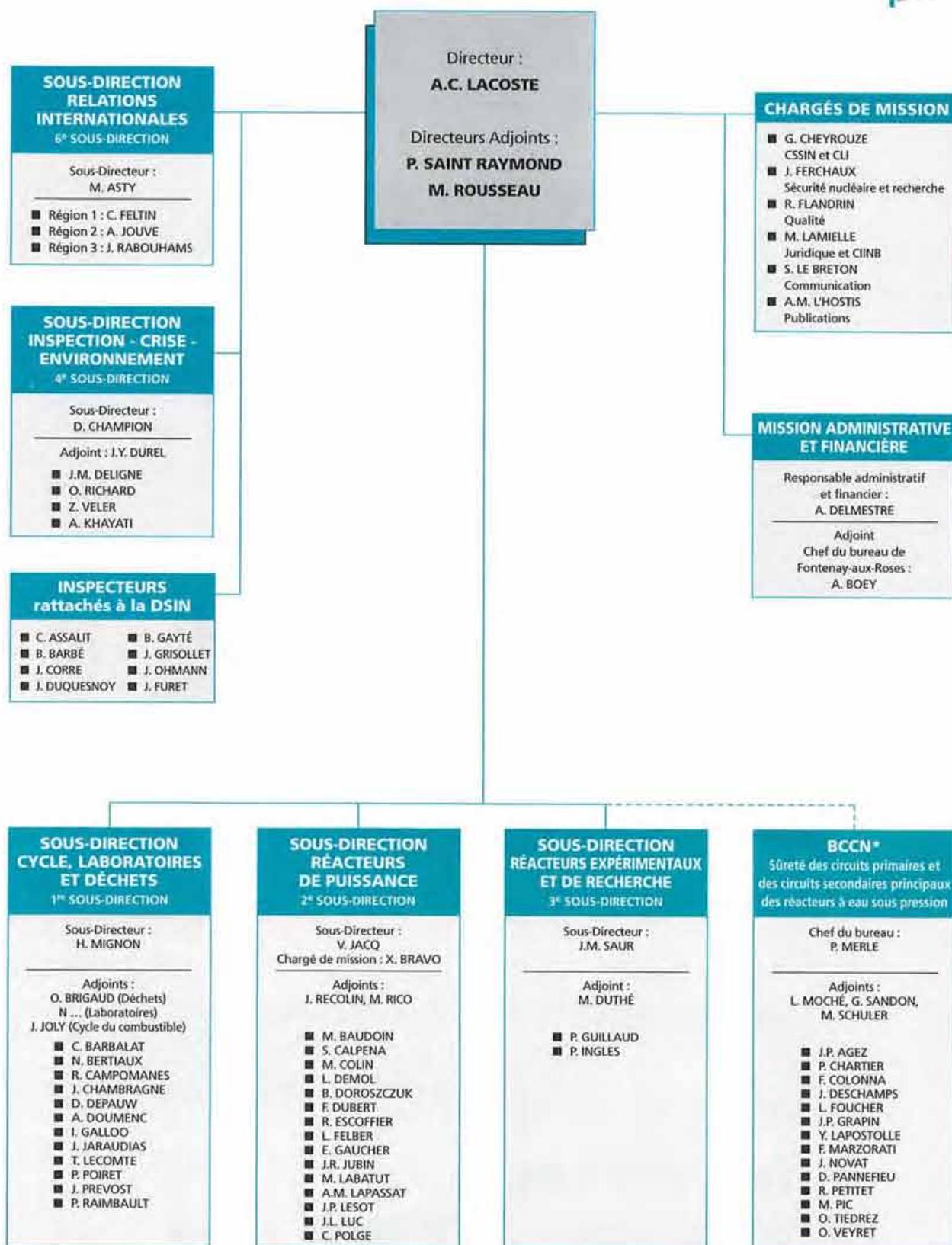
ISSN : 1254-8146

Commission paritaire : 1294 AD

Imprimerie : Louis-Jean, BP 87, GAP Cedex

Direction de la sûreté des installations nucléaires

Organigramme au 1^{er} juin 1998



* Bureau de Contrôle des Chaudières Nucléaires de la DRIRE Bourgogne

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 8 36 43 14 14

Code : MAGNUC