

# C O N T R O L E

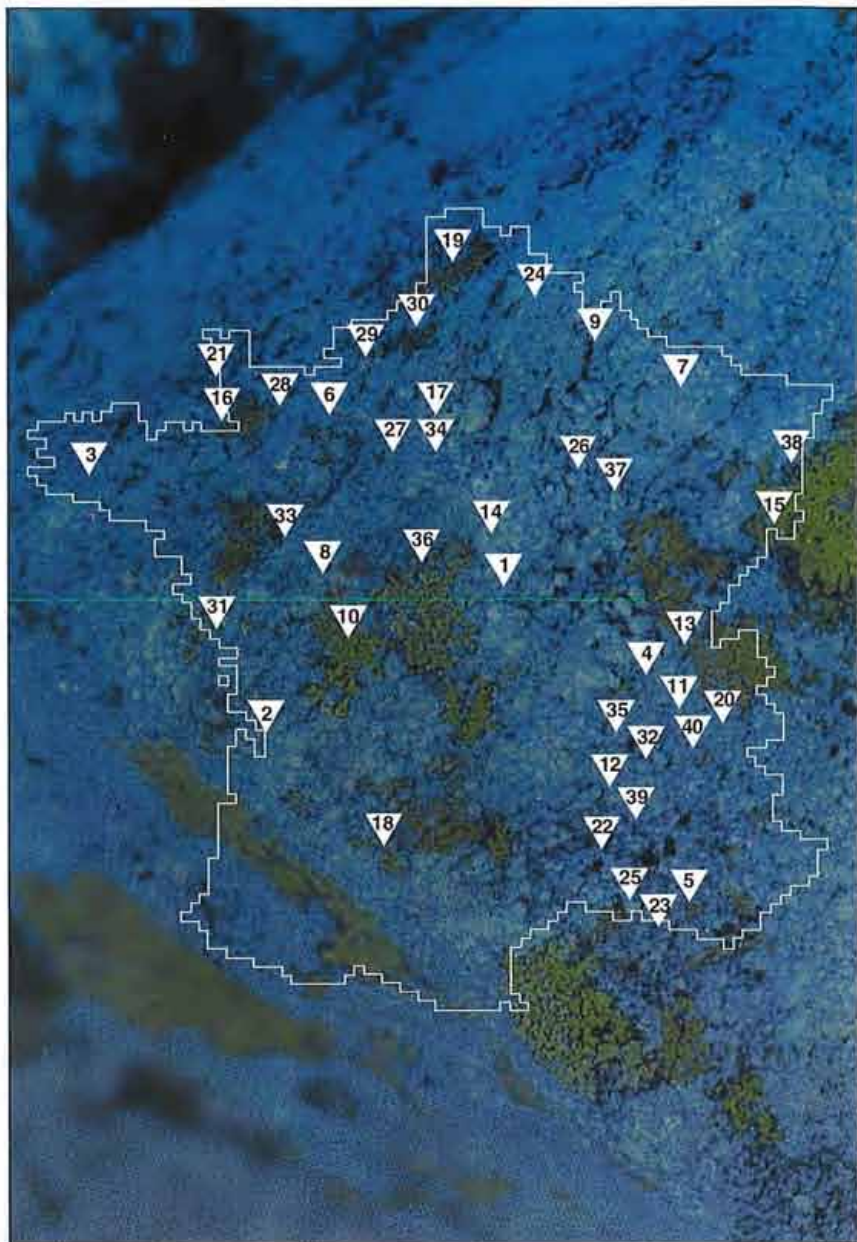


## Dossier : Sites contaminés et déchets radioactifs anciens



# 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)
- Autres

**L**e dossier du dernier numéro de « Contrôle » évoquait l'avenir du nucléaire : comment vieillissent les installations, et dans quelles conditions devront-elles un jour cesser leur activité ?

Le dossier du présent numéro est plutôt tourné vers le passé : les pionniers du nucléaire, comme tous pionniers industriels, ont mené leurs activités sans trop se soucier des contaminations et déchets qu'elles entraînaient. Quel héritage nous ont-ils légué ? Et quel héritage allons-nous nous-mêmes laisser à nos descendants ?

L'ampleur des problèmes évoqués dans ce dossier ne doit pas conduire à l'affolement : tous ne sont pas de gravité égale, et l'on reste de toute façon, dans le nucléaire, bien en deçà des 300 000 sites industriels pollués actuellement recensés en France.

Il reste que ces problèmes doivent être pris très au sérieux. Dans ce domaine comme dans bien d'autres, l'exemple des Etats-Unis, qui se sont lancés dans le nucléaire avec quelques années d'avance sur la France, nous montre à la fois la possibilité mais aussi l'ampleur des efforts à consentir pour traiter les problèmes majeurs de contamination des sites anciens.

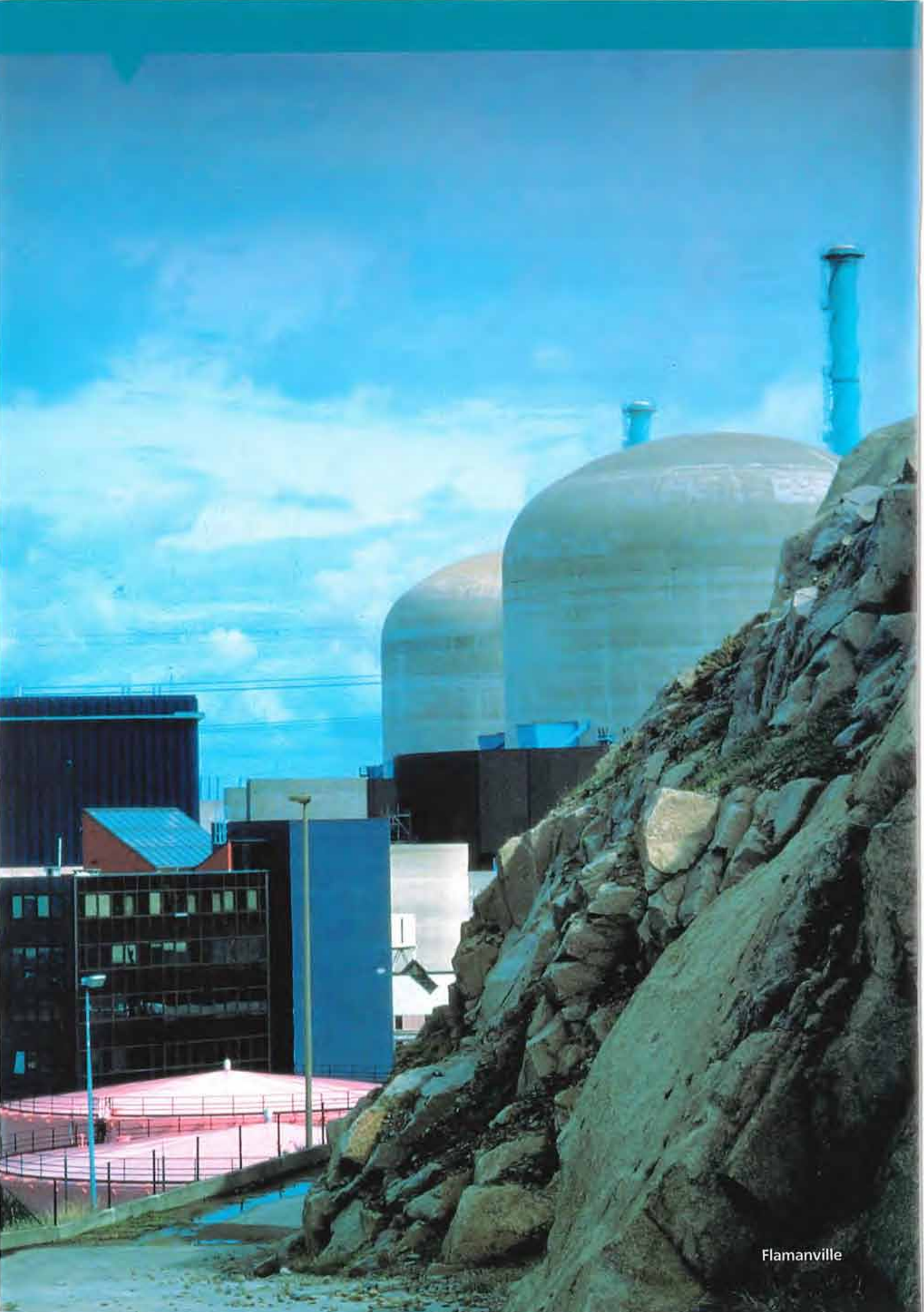
André-Claude Lacoste



## Sommaire

- 3** Les installations
- 21** Le transport des matières radioactives
- 27** En bref... France
- 34** Relations internationales
- 38** Le passage à l'an 2000 sur les installations nucléaires
- 40** Dossier : Sites contaminés et déchets radioactifs anciens





Flamanville

# Les installations

*Au cours des mois de mai et juin, 15 événements ont été classés au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES, dont 12 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, 66 inspections ont été effectuées, dont 55 concernant les INB et 11 dans les transports de matières radioactives. 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.*

## Anomalies génériques

### Dépassement du seuil réglementaire de débit de dose hors des zones surveillées

Le 6 avril 1999, un débit de dose dépassant les limites réglementaires a été détecté à la centrale de Chinon B à l'extérieur des zones surveillées au titre de la radioprotection. Des débits de dose compris entre 2,5 et 250 microsieverts/heure ont été mesurés en limites extérieures de zones surveillées et au contact de conteneurs disposés sur plusieurs aires d'entreposage, alors que le débit de dose à ces endroits ne doit réglementairement pas dépasser 2,5 microsieverts/heure. Cette anomalie fait suite à celles déjà découvertes les 22 et 30 mars 1999 sur l'Atelier des matériaux irradiés, également exploité à Chinon. Ces anomalies avaient fait l'objet d'un classement au niveau 1 de l'échelle INES par l'Autorité de sûreté.

Des anomalies analogues ont été constatées sur d'autres sites nucléaires d'EDF, ce qui a conduit EDF à déclarer cet incident comme générique le 22 avril 1999.

Ainsi, des dépassements du seuil réglementaire de débit de dose hors des zones surveillées ont été mis en évidence, et déclarés à l'Autorité de sûreté, par les sites de Cruas le 16 avril, Flamanville le 30 avril, Belleville le 4 mai, le Blayais le 10 mai, Golfech le 11 mai, Gravelines le 14 mai, le Tricastin le 19 mai et Cattenom le 25 mai 1999.

Une installation nucléaire est divisée en plusieurs zones de radioprotection en fonction des risques d'irradiation et de contamination. Des balisages déterminent les limites entre les différentes zones. Des défauts de surveillance de ces zones, notam-

ment lors de la mise en place d'entreposages de matériels ou de déchets faiblement radioactifs, ont conduit au maintien de balisages inadaptés.

L'Autorité de sûreté a demandé à EDF de réaliser, sur chaque site n'ayant pas encore été soumis à un contrôle, les vérifications relatives à la dissymétrie au voisinage des zones sensibles et de procéder à la remise en conformité des zones détectées non conformes par la mise en place de balisages adaptés.

En raison de l'utilisation de procédures inadaptées, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

### Anomalie affectant les fixations au sol d'armoires de distribution électrique et d'automatisme

Le 26 novembre 1998, alors que le réacteur 2 de Flamanville était à l'arrêt, l'exploitant a constaté, lors d'une intervention de maintenance, des anomalies sur les fixations au sol de plusieurs armoires de distribution électrique et d'automatisme.

Les systèmes contenus dans ces armoires contrôlent des équipements utilisés pour la conduite et pour les automatismes du réacteur. Ces armoires sont fixées au sol au moyen de vis destinées à assurer leur supportage. Un défaut de ces fixations peut conduire en cas de séisme à un mauvais fonctionnement des équipements concernés.

Les anomalies constatées tant sur le réacteur 2 que sur le réacteur 1 de Flamanville (absence de fixation, mauvais serrage de vis, montage non conforme) remontent vraisemblablement à la réalisation d'origine.

Depuis, les investigations réalisées sur le réacteur 2 de Belleville le 22 avril 1999, sur les réacteurs 1 et 2 de Nogent le 18 décembre 1998, sur les réacteurs 1 et 2 de Saint-Alban le 29 décembre 1998, sur le réacteur 1 de Saint-Laurent le 25 février 1999, sur le réacteur 1 du Tricastin le 16 avril 1999 ainsi que sur les réacteurs 6 et 5 de Gravelines respectivement le 1er juin et le 7 juin 1999, ont mis en évidence le même type d'anomalie.

L'Autorité de sûreté considère que ces anomalies, si elles n'ont pas de conséquences immédiates sur la sûreté des réacteurs, doivent faire l'objet d'un traitement rigoureux par l'exploitant.

EDF s'est ainsi engagé à élaborer mi-1999 un plan d'action visant à remettre en état l'ensemble des réacteurs du parc.

En raison du constat sur plusieurs réacteurs d'une dégradation pouvant affecter le fonctionnement des automatismes en cas de séisme, ces anomalies sont classées au **niveau 1** de l'échelle INES.

### Roulements à billes non conformes sur des pompes de circuits utilisés en situation accidentelle

Le 10 mai 1999, lors de la vérification de conformité des matériels réalisés pendant l'arrêt décennal du réacteur 1 de la centrale du Tricastin, des roulements à billes des pompes des circuits RIS et EAS ont été trouvés non conformes aux spécifications d'origine.

Les circuits RIS et EAS sont des circuits qui ne sont sollicités qu'en situation accidentelle.

Le circuit RIS permet, en cas de fuite importante du circuit de refroidissement du réacteur, d'introduire de l'eau borée sous pression dans celui-ci afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur.

Le circuit EAS pulvérise de l'eau contenant de la soude dans l'enceinte de confinement du réacteur afin d'en diminuer la pression et la température, et de piéger l'iode radioactif.

Les cages assurant le bon espacement des billes des roulements des pompes de ces circuits étaient en polyamide. Leur tenue en situation accidentelle n'est pas démontrée, contrairement au cas des pièces équivalentes en métal, conformes aux spécifications de conception.

La vérification réalisée sur les quatre réacteurs de la centrale du Tricastin a montré qu'elles étaient toutes affectées par cette non-conformité.

Une enquête a été lancée par EDF sur les autres sites. Tous les réacteurs de 900 MWe sont concernés par ce problème à des degrés divers. En ce qui concerne les réacteurs de 1300 MWe, les pompes sont pourvues dans leur majorité de leurs roulements d'origine à cage métallique, à l'exception des réacteurs pour lesquels les roulements ont été remplacés par des roulements à cage polyamide à l'occasion d'interventions de maintenance sur les pompes. Les réacteurs de 1450 MWe ne sont pas concernés.

Cette anomalie affectant potentiellement l'ensemble du parc nucléaire a fait l'objet d'une déclaration d'incident générique par EDF, le 7 juin 1999.

L'Autorité de sûreté examine actuellement la stratégie générale et l'échéancier de remise en conformité des roulements, présentés par EDF le 16 juin 1999. L'Autorité de sûreté est également vigilante quant à la réalisation des investigations et des remplacements des roulements équipés de cages en polyamide qui sont en cours sur les réacteurs à l'arrêt pour maintenance et rechargement en combustible.

Cette non-conformité affectant plusieurs circuits de sauvegarde du réacteur utilisés en situation accidentelle, cet incident a été provisoirement classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

### Dégradation des dispositifs antisismiques du système de relaiage assurant l'alimentation électrique des automatismes des réacteurs

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

Le système de relaiage 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 le supportage du système de relaiage. Un défaut de ces dispositifs 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 contrôles menés sur les réacteurs 2 et 5 du Bugey ont montré l'existence de dégradations similaires sur d'autres silent-blocs.

Les investigations réalisées sur le reste du parc ont montré que les réacteurs 1 et 2 de Fessenheim contrôlés le 4 février 1998, le réacteur 1 du Tricastin contrôlé le 26 mars 1998, les réacteurs 1 et 2 de Nogent contrôlés le 5 août 1998, le réacteur 2 de Saint-Alban contrôlé le 16 septembre 1998 ainsi que le réacteur 1 du Blayais contrôlé le 8 septembre 1998 étaient également affectés par la rupture de silent-blocs.

De plus, sur le réacteur 3 de Chinon le 28 juillet 1998 et sur le réacteur 3 de Cruas le 12 mars 1999, il a été constaté une absence de silent-blocs, datant de la construction de la centrale.

Par ailleurs, le contrôle des silent-blocs réalisé sur les réacteurs de Belleville le 25 août 1998, de Cattenom le 24 décembre 1998, de Paluel le 9 mars 1999 et de Golfech le 10 mars 1999, a mis en évidence un nombre significatif de silent-blocs fissurés sur l'ensemble des réacteurs de ces sites. Cette fissuration n'a pas les mêmes conséquences que la rupture de silent-blocs, étant donné qu'un silent-bloc fissuré continue à assurer, même de manière incomplète, sa fonction. Néanmoins, cette fissuration qui affecte un nombre

important de silent-blocs sur ces sites peut être considérée comme précurseur d'une future rupture.

La DSIN considère que ces anomalies, si elles n'ont pas de conséquences immédiates sur la sûreté des réacteurs, doivent faire l'objet d'un traitement rigoureux par l'exploitant. Un nouveau dispositif de supportage, destiné à remplacer les silent-blocs du palier 900 MWe, a été qualifié au séisme par EDF au printemps 1998. Ce nouveau dispositif consiste en la rigidification du bâti abritant le système de relaiage.

La remise en conformité des réacteurs les plus affectés du palier 900 MWe a débuté à l'été 1998 et sera terminée à la fin de l'année 1999. La mise en place d'un nouveau dispositif sur l'ensemble du palier 900 MWe doit s'achever en 2001.

Sur les paliers 1300 MWe et N4, un nouveau dispositif de supportage, similaire à celui mis en œuvre sur le palier 900 MWe, a été qualifié au séisme par EDF à la fin de l'année 1998. Ce dispositif a été pour la première fois mis en œuvre sur le réacteur 1 de Paluel lors de son arrêt en avril 1999.

La stratégie globale de réparation des autres réacteurs du palier 900 MWe et de l'ensemble des réacteurs des paliers 1300 MWe et N4, envisagée par EDF, est quant à elle en cours d'examen.

En raison du constat sur plusieurs réacteurs d'une dégradation pouvant affecter le fonctionnement des automatismes du réacteur en cas de séisme, ces anomalies sont classées au **niveau 1** de l'échelle INES.

1

Belleville  
(Cher)

#### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

L'inspection du 31 mai a été consacrée à l'examen de l'organisation générale du site en matière de suivi et de réalisation des réparations de l'enceinte de confinement, notamment la pose d'un revêtement d'étanchéité.

La première partie était centrée sur la cohérence documentaire et sur

l'organisation des différents services pour la gestion de cette affaire. La deuxième partie a été axée sur une visite des chantiers de réparation et sur l'organisation qualité des intervenants.

L'**inspection** du 25 juin avait pour but de vérifier la conformité à la réglementation en vigueur des installations classées pour la protection de l'environnement situées à l'intérieur du site.

La première partie a été consacrée à un examen de dossiers et la deuxième à une visite des installations.

### Réacteur 2

Le réacteur 2 est à l'arrêt depuis le 27 mars pour visite de maintenance décennale et rechargement en combustible.

Cet arrêt est mis à profit pour procéder aux réparations de l'enceinte de confinement.

2

## Blayais (Gironde)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 28 mai (cf. En bref... France).

L'**inspection** du 15 juin a porté sur l'organisation du site concernant les contrôles et essais périodiques prévus par le chapitre IX des règles générales d'exploitation.

L'**inspection** du 17 juin a permis d'examiner les moyens mis en place par le site pour s'assurer du bon fonctionnement des matériels de mesure de la radioactivité (portiques, balances, etc.) et de leur adéquation aux grandeurs à mesurer.

#### Réacteur 1 et 2

L'**inspection** du 22 juin a eu pour objet l'examen des modalités d'application des nouvelles spécifications techniques d'exploitation relatives aux mesures chimiques et radiochimiques.

#### Réacteur 2

L'Autorité de sûreté a **autorisé** le 28 mai le redémarrage du réacteur 2 du Blayais après un arrêt destiné à

effectuer le remplacement du joint de volute de la pompe primaire n° 1. Une fuite avait été détectée par l'exploitant lors des opérations de redémarrage de l'installation, à l'issue de l'arrêt annuel pour rechargement réalisé au mois de février 1999. Cet arrêt fortuit, qui nécessitait le déchargement du combustible, a été également mis à profit pour procéder au contrôle de certains matériels importants pour la sûreté.

### Réacteurs 3 et 4

L'**inspection** du 12 mai a permis d'évaluer la capacité du site à détecter les écarts ou situations anormales affectant les installations.

#### Réacteur 4

Le réacteur a été mis à l'arrêt le 5 juin pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** du 21 juin a eu pour objet d'examiner les dispositions prises par l'exploitant pour prévenir le risque de dissémination de matières radioactives et pour protéger les personnels intervenant en zone nucléaire d'une contamination radioactive.

4

## Bugey (Ain)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

Le but de l'**inspection** du 18 mai était de faire le point sur l'opérabilité des matériels et systèmes nécessaires à la conduite de l'installation en situation accidentelle.

#### Réacteur 4

Le réacteur n° 4 est à l'arrêt depuis le 15 mai pour visite partielle et rechargement en combustible.

Un **incident** est survenu le dimanche 23 mai à 2 h 15 : une balise de détection de la radioactivité du bâtiment réacteur a déclenché, signalant une contamination de l'air ambiant de ce bâtiment, à proximité d'un chantier de nettoyage du fond de la piscine dans laquelle se trouve la cuve du réacteur.

Les 21 personnes présentes dans le bâtiment réacteur ont été immédia-

tement évacuées puis soumises au contrôle anthropométrique. Un seul agent, prestataire d'EDF, a présenté une légère contamination interne très inférieure aux limites réglementaires et sans gravité sanitaire confirmée par l'OPRI.

L'inspection réalisée sur le site par l'Autorité de sûreté nucléaire le mardi 25 mai a conclu que l'utilisation d'outillages et d'une ventilation de chantier inappropriés avait conduit à disperser dans l'air ambiant une partie de la contamination du fond de la piscine.

Cette contamination était elle-même la conséquence d'une légère fuite sur un circuit annexe du circuit de refroidissement du réacteur, intervenue durant son fonctionnement mais sans conséquence matérielle sur la sûreté.

En raison d'une analyse insuffisante des conditions de l'intervention de décontamination vis-à-vis des exigences de la radioprotection, l'Autorité de sûreté a décidé de classer cet incident au niveau 0 de l'échelle INES.

L'**inspection** du 2 juin était consacrée aux chantiers de maintenance du réacteur n° 4, en arrêt pour rechargement, l'accent étant mis sur les dispositions de l'exploitant en matière de radioprotection des intervenants.

5

## Cadarache (Bouches-du-Rhône)

### ► Centre d'études du CEA

#### Ensemble du site

Un **exercice de crise** nucléaire a eu lieu le 12 mai (cf. En bref... France).

#### Réacteurs Cabri et Scarabée

L'**inspection** du 4 juin, à caractère inopiné, était consacrée à la lutte contre l'incendie. Les sujets abordés ont notamment inclus les consignes de sécurité, l'équipe locale de première intervention (ELPI), les permis de feu et le potentiel calorifique.

L'**inspection** du 11 juin avait pour objectif de vérifier l'organisation mise en place sur l'installation CABRI pour un bon suivi de l'intégrité de la deuxième et surtout de la troisième barrière, principalement le confine-

ment statique et dynamique et la ventilation. Dans un deuxième temps, une visite de l'installation a été effectuée.

#### Réacteurs Eole/Minerve

L'**inspection** du 19 mai, à caractère inopiné, s'est portée plus particulièrement sur le respect des dispositions de sûreté prévues pour la réalisation de l'expérience Mistral 3. Une visite générale du réacteur Eole (notamment la salle de commande, la crypte et le grenier) a été réalisée.

#### Réacteur Phébus

L'**inspection** du 6 mai avait pour but de faire le point sur l'état des protocoles d'essais périodiques et de contrôle du matériel lié à la sécurité fonctionnelle du réacteur Phébus. La mise à niveau des référentiels de sûreté et les procédures de mise en œuvre de ces matériels, lors des essais périodiques ont été examinées.

L'**inspection** du 27 mai avait pour objet d'examiner les dispositions mises en place par l'exploitant dans le domaine de la métrologie de la radioactivité. Le domaine de la radioprotection a également été couvert.

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

L'**inspection** du 15 juin, à caractère inopiné, avait pour objectif de vérifier l'activité de l'installation et des ICPE associées et leur devenir. Les inspecteurs ont pu ainsi vérifier les engagements de l'exploitant, l'application des RGE, le zonage et la gestion des déchets de démantèlement.

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

L'**inspection** du 27 mai avait pour thème le confinement et la ventilation. Un examen des anomalies et incidents ayant affecté la ventilation a été réalisé. Il a également été procédé à la vérification des dispositions mises en place par l'exploitant pour garantir la qualité spécifiée des éléments importants pour la sûreté (EIS) relatifs aux fonctions « confinement statique », « confinement dynamique » et « confinement des produits et des sous-produits ».

L'**inspection** du 18 juin a été consacrée à la lutte contre l'incendie. Un exercice d'incendie a été pratiqué ; les consignes de sécurité et les fiches de non-conformité ont été abordées.

7

### Cattenom (Moselle)

#### ► Centrale EDF

##### Ensemble du site

Une **inspection**, à caractère inopiné, a été effectuée le 25 mai ; elle a été axée sur la gestion des déchets sur le site. Des écarts ont été relevés notamment en matière de radioprotection vis-à-vis des déchets entreposés, grâce à la réalisation de mesures de débit de dose. Le site a été amené à déclarer à la suite de ces contacts un incident significatif, rattaché à l'incident générique de Chinon en date du 6 avril 1999. (cf. incident générique correspondant).

L'**inspection** du 1<sup>er</sup> juin a eu pour but de vérifier l'organisation du site dans le domaine des modifications, sur la base d'exemples concrets de modifications locales nationales intégrées sur les réacteurs de Cattenom.

##### Réacteur 1

Le réacteur n° 1 est en arrêt pour rechargement partiel et maintenance depuis le 2 mai 1999.

Une **inspection** a été réalisée le 17 mai concernant le chantier de remplacement du couvercle de cuve. Les inspecteurs ont examiné l'organisation, la réalisation et la surveillance des opérations correspondantes. La visite de chantier s'est déroulée lors d'opérations de soudage.

Une **inspection** a eu lieu le 22 mai en vue d'examiner plusieurs événements intéressants la sûreté survenus sur le circuit de refroidissement à l'arrêt des réacteurs du site. Une visite de chantiers en cours sur ce circuit a été effectuée sur le réacteur 1.

8

### Chinon (Indre-et-Loire)

#### ► Centrale EDF

##### Centrale A (filière uranium naturel – graphite-gaz)

Au cours de l'**inspection** du 8 juin, les inspecteurs ont examiné le suivi des déchets, le retour d'expérience dosimétrique, l'application des engagements pris par l'exploitant, le suivi des contrôles et essais périodiques. Une visite des locaux des réacteurs 2 et 3 a été effectuée, notamment des zones d'entreposage des déchets. Le colisage des viroles de déchets a débuté ; il s'agit de la mise en place des colis de déchets qui resteront entreposés dans l'INB d'entreposage en attendant le démantèlement final.

##### Centrale B

L'**inspection** inopinée du 6 mai a porté sur la vérification des spécifications techniques d'exploitation « nouvelle structure » mises en place le 24 avril sur les quatre réacteurs de la centrale B.

Les inspecteurs ont vérifié les habilitations des agents de conduite ainsi que la réalisation des modifications matérielles et documentaires liées à ces mises en place.

Par ailleurs, dans chaque salle de commande, les alarmes présentes, les positions des grappes, les indisponibilités, les consignes temporaires et les cahiers de bloc ont été regardés.

Enfin, les inspecteurs ont réalisé des mesures de débit de dose dans différents locaux du site.

L'**inspection** du 19 mai a permis d'examiner l'organisation et les interfaces entre les services environnement, laboratoire et conduite des sous-unités du site ainsi que l'application des dispositions réglementaires régissant les prélèvements et rejets des effluents du site. De plus, la prise en compte du retour d'expérience d'événements ou incidents extraits du fichier Saphir a été vérifiée. Sur le terrain, il a été procédé à une vérification de l'état des bâches de stockage d'effluents du site et de leurs capacités de rétention.

L'**inspection** du 30 juin a porté sur l'opérabilité des matériels mobiles



de secours dans le cadre de l'application des procédures accidentelles dites « hors dimensionnement ». Un examen des modalités d'entreposage et de montage de ces matériels a été réalisé. Un test de montage d'un des matériels a été réalisé à partir d'un déclenchement partiel du plan d'urgence interne du site.

#### Réacteur B1

Le réacteur a été mis à l'arrêt le 27 mai pour visite partielle et rechargement en combustible.

#### Réacteur B2

Un **incident** est survenu le 27 juin 1999 : alors que le réacteur était en fonctionnement à puissance nominale, une avarie sur la partie secondaire de l'installation a conduit l'exploitant à passer et à stabiliser le réacteur à puissance intermédiaire avec des grappes de commande insérées dans le cœur, ce qui est contraire à ce que requièrent les spécifications techniques d'exploitation (STE).

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

- accroître ou diminuer 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 ou extraire les grappes de commande dans le cœur. Ces grappes ont également la propriété d'absorber les neutrons.

En raison de l'instabilité du flux neutronique dans le cœur, l'exploitant a adapté la position insérée des grappes de commande à la puissance du réacteur, ce qui a entraîné la sortie du domaine autorisé de pilotage.

Afin de ramener le réacteur dans le domaine autorisé de pilotage, l'exploitant a réalisé une baisse de puissance du réacteur puis son arrêt.

Cet incident n'a eu aucune conséquence matérielle sur la sûreté des installations ni sur l'environnement.

Cependant, en raison du non-respect des STE et de l'absence d'action immédiate de l'exploitant, ce qui démontre un défaut de culture de sûreté, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

#### Réacteur B3

L'**inspection** du 4 mai concernait le thème « justification des écarts ». Dans le cadre des suivis d'arrêts de tranche, cette visite consistait à détecter par sondage les écarts éventuels entre les référentiels des textes applicables et les déclarations de l'exploitant. Bien que se rapportant à tous les réacteurs, la visite était préférentiellement axée sur des cas concrets de l'arrêt décennal de Chinon B3.

Le réacteur est entré en prolongation de campagne le 6 mai.

Un incident est survenu le 30 avril 1999 ; alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que 3 capteurs de débit équipant l'un des 3 générateurs de vapeur étaient dérégés, ce qui est contraire à ce que requièrent les spécifications techniques d'exploitation (STE).

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. Afin de mesurer le débit secondaire, chaque générateur de vapeur est équipé de capteurs spécifiques de débit.

Le 29 mars, lors de la réalisation d'un essai périodique annuel, 3 capteurs ont été trouvés dérégés. Aucune action de mise en position de sécurité n'a été engagée immédiatement. Un nouvel essai a de nouveau été réalisé le 30 avril, au cours duquel 2 des 3 capteurs défectueux ont été trouvés toujours dérégés, et ont cette fois été réparés et recalibrés.

Cet incident n'a eu aucune conséquence matérielle sur la sûreté des installations et sur l'environnement.

Cependant, en raison du non-respect des STE, ce qui démontre un défaut de culture de sûreté de l'exploitant qui n'a pas réagi immédiatement, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

#### Atelier des matériaux irradiés (AMI)

L'**inspection** du 11 juin avait pour objet principal l'incendie. Un exercice a été réalisé. Les inspecteurs ont examiné en particulier la rédaction des permis de feu et des fiches d'ac-

tion incendie, la conduite de la ventilation en cas d'incendie, la formation des équipes d'intervention.

9

## Chooz (Ardennes)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

Des réunions se sont tenues en préfecture des Ardennes, ainsi qu'une réunion de la Commission locale d'information (CLI) (cf. En bref... France)

#### Centrale B

L'**inspection** du 11 mai a porté sur l'incident déclaré le 10 mai. Les inspecteurs ont examiné les conditions de préparation puis de réalisation des essais périodiques de la turbine à combustion, la gestion documentaire et l'exploitation du retour d'expérience issu des essais périodiques des matériels.

L'**inspection** du 25 mai a été consacrée à l'organisation du site pour la mise en œuvre du plan d'urgence interne en cas d'incident ou d'accident. La réalisation d'exercices périodiques, la formation des personnels mobilisés en cas de crise et l'existence et le contenu des protocoles établis entre le site et des partenaires extérieurs (transporteurs, hôpitaux...) ont été examinés. Les inspecteurs ont procédé à une visite des locaux des différents postes de commandement grésés en cas de crise ainsi que des véhicules de contrôle dans l'environnement dont dispose EDF.

#### Réacteur 1

Le directeur régional de l'industrie de la recherche et de l'environnement a **autorisé** EDF le 28 mai à reporter l'épreuve hydraulique (test de résistance à la pression) du circuit primaire jusqu'en novembre 1999, après consultation et avis favorable de la Section permanente nucléaire de la commission centrale des appareils à pression.

Le réacteur a été mis à l'arrêt le 24 mai pour une intervention sur le transformateur principal.

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** son redémarrage le 18 juin.

EDF a présenté aux représentants de la DRIRE Champagne-Ardenne et de l'IPSN en **réunion technique** du 9 juin le programme des travaux prévus au cours de la visite complète du réacteur, programmée à partir du mois de septembre.

L'**inspection** du 23 juin a été consacrée aux travaux de maintenance et de contrôle prévus au cours de la visite complète du réacteur. Les inspecteurs ont en particulier examiné les programmes de maintenance des matériels importants pour la sûreté.

#### Réacteur 1 et 2

Un **incident** est survenu le 7 mai 1999 : la turbine à combustion du site a été découverte indisponible. Les investigations de l'exploitant ont montré que cette indisponibilité s'était répétée périodiquement depuis presque un an.

La turbine à combustion (TAC) est un moyen ultime de production de l'électricité, interne au site nucléaire, nécessaire au fonctionnement des installations dans un état sûr. Ce matériel est sollicité si les autres moyens d'alimentation externe ou interne en électricité ne sont pas disponibles : alimentation par le réseau électrique général, production par la centrale elle-même, groupes diesels de secours. La turbine est alimentée par du fioul ; l'exploitant procède à un essai de son fonctionnement chaque mois. A la suite de difficultés techniques ponctuelles sur ce matériel au cours de son essai du mois de mars 1999, l'exploitant a été amené à procéder à une analyse approfondie des documents d'exploitation et d'essais. Cette analyse a montré que des erreurs de configuration d'une vanne d'alimentation de la turbine en fioul avaient été périodiquement réalisées au cours des essais mensuels, ayant rendu ce matériel à plusieurs reprises indisponible à l'issue de ces essais. Dès la découverte de l'incident, la remise en conformité de l'installation et la modification des documents d'essais ont été engagées.

L'Autorité de sûreté a procédé à une inspection sur le site le 11 mai 1999.

Compte tenu du caractère inadéquat des documents utilisés pour les essais périodiques de la turbine à combustion, ayant conduit à des indisponibilités répétées de ce matériel, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

10

### Civaux (Vienne)

#### ► Centrale EDF

##### Ensemble du site

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 16 juin (cf. En bref... France).

L'**inspection** du 4 mai a permis d'examiner l'organisation de l'exploitant concernant le suivi des pièces de rechange.

L'**inspection** du 9 juin a permis d'examiner les actions conduites par le CNPE en réponse aux constatations faites lors de l'inspection de 1998 portant sur le même thème (étalonnage des capteurs important pour la sûreté).

##### Réacteur 1

L'Autorité de sûreté a **autorisé** le redémarrage de la tranche 1 de Civaux, qui avait été arrêtée à la suite de l'incident survenu le 12 mai 1998 sur le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA). L'arrêt de longue durée a été mis à profit pour réparer et améliorer le circuit RRA, mais également pour procéder à un certain nombre de contrôles sur des matériels importants pour la sûreté.

Depuis cette autorisation, l'avis réservé du Conseil supérieur d'hygiène publique de France sur la stratégie de conduite proposée par EDF pendant l'été afin d'éviter la prolifération d'amibes (maintien du réacteur à environ 50 % de puissance pour limiter la température de l'eau en sortie de condenseur à environ 32 °C) a conduit l'exploitant, par précaution, à différer le couplage et la montée en puissance du réacteur. Une installation de traitement par ultraviolets des eaux de refroidissement du réacteur 1 est actuellement en construction.

##### Réacteur 2

L'**inspection** du 11 mai a eu pour objet de vérifier l'état d'avancement de la construction du réacteur, préalablement à son premier chargement en combustible.

11

### Creys-Malville (Isère)

#### Réacteur Superphénix (à neutrons rapides)

L'**inspection** du 6 mai avait pour objectifs de faire le point sur les modifications en cours en vue du déchargement du réacteur et de contrôler leur réalisation dans des conditions de sûreté et de qualité satisfaisantes. Elle se situe dans le cadre des vérifications à effectuer par l'Autorité de sûreté en préalable à la délivrance de l'autorisation de déchargement du combustible du réacteur et à son transfert vers l'APEC (Atelier pour l'évacuation du combustible) de Creys-Malville.

Les modifications examinées concernaient le bâtiment réacteur, l'APEC et la STE (Station de traitement des effluents). Les systèmes principaux en cours de modification sont la ventilation, le conditionnement des effluents gazeux, les dispositifs de lavage des assemblages, le traitement des effluents liquides, les dispositifs de manutention et les automatismes.

Une visite du bâtiment réacteur et de l'APEC a permis de visualiser ces modifications, en particulier pour la chaîne de transfert et de lavage des assemblages, et de contrôler quelques points trouvés défectueux lors de précédentes inspections.

12

### Cruas (Ardèche)

#### ► Centrale EDF

##### Ensemble du site

Le but de l'**inspection** du 6 mai était de faire le point sur l'organisation retenue par le CNPE en matière d'essais périodiques et de vérifier, par sondage, la bonne application des principes retenus et des règles précisées par l'Autorité de sûreté sur ce sujet.

14

## Dampierre-en-Burly (Loiret)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 23 juin (cf. En bref... France).

L'**inspection** du 7 mai avait pour objet d'évaluer l'état et le suivi des moyens de mesure des paramètres suivants : flux nucléaires, températures du cœur et radioactivité.

L'**inspection** du 26 mai avait pour thème la « justification des écarts ». Dans le cadre des suivis d'arrêt de tranche, cette visite consistait à déceler par sondage les écarts éventuels entre les référentiels des textes applicables et les déclarations de l'exploitant.

L'**inspection** du 3 juin avait pour thème « les essais périodiques ». Son but était de faire le point sur l'organisation retenue par l'exploitant (organisation globale et organisation par service). Par sondage, des résultats d'essais périodiques ont été vérifiés. Les inspecteurs ont également assisté à la réalisation d'un essai périodique.

L'**inspection** du 14 juin avait pour thème la chimie des circuits primaire et secondaire. L'objet principal était de comprendre l'organisation mise en place afin d'assurer le respect des spécifications techniques d'exploitation. Les inspecteurs ont examiné par sondage certains événements locaux ainsi que les demandes des services centraux d'EDF. Enfin, les inspecteurs ont fait une visite du laboratoire de chimie des tranches 3/4 afin de vérifier le suivi des matériels réalisés au niveau des automates de mesure.

L'**inspection** du 29 juin avait pour objet essentiel l'évacuation de la puissance résiduelle du combustible. Les principaux points abordés au cours de la journée ont été les événements survenus, le respect des conditions d'octroi d'une dérogation aux spécifications techniques d'exploitation, les demandes d'intervention en cours sur les matériels concernés par le thème, et la conformité vis-à-vis du rapport de sûreté. L'inspection s'est terminée par une

visite en salle de commande du réacteur 2.

#### Réacteur 2

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 4 juin pour visite partielle et rechargement en combustible.

#### Réacteur 3

Le réacteur, à l'arrêt depuis le 16 avril pour visite partielle et rechargement en combustible, a divergé le 12 juin et a été couplé au réseau le 14 juin.

15

## Fessenheim (Haut-Rhin)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

Un **exercice de crise** nucléaire a eu lieu le 15 juin (cf. En bref... France).

Une **inspection** a été menée le 6 mai, avec pour thème la mise à niveau de la comptabilisation des situations. Il s'agissait de faire un point sur l'action en cours visant à vérifier l'exhaustivité de la détection des transitoires de fonctionnement depuis le démarrage des réacteurs et à reclasser ces situations dans une liste plus adaptée aux conditions réelles d'exploitation des réacteurs.

16

## Flamanville (Manche)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

L'**inspection** du 5 mai a permis d'examiner l'organisation du CNPE de Flamanville en ce qui concerne la collecte, le tri et l'élimination des déchets radioactifs et non radioactifs. Une visite des installations de collecte et d'entreposage des déchets a été également effectuée.

L'**inspection** du 3 juin avait pour objectifs, d'une part, de vérifier l'organisation du site pour réaliser les essais périodiques des systèmes importants pour la sûreté et, d'autre part, d'examiner plusieurs gammes d'essais renseignées. En outre, les inspecteurs ont assisté à un essai de dé-

marrage d'un groupe électrogène de secours.

#### Réacteur 1

L'Autorité de sûreté a **autorisé** le 28 juin 1999 le redémarrage du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Flamanville.

Lors de l'arrêt de ce réacteur, qui a débuté le 10 avril 1999, l'exploitant a procédé à la réparation de l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur, conformément à l'engagement qu'il avait pris au mois de décembre 1997.

L'enceinte de confinement constitue la dernière des trois barrières existant entre les produits radioactifs contenus dans le cœur du réacteur et l'environnement (la première barrière est la gaine du combustible, la deuxième est le circuit primaire). Constituée d'une double paroi en béton, elle est destinée, en cas d'accident, à retenir les produits radioactifs qui seraient libérés lors d'une rupture du circuit primaire. A ce titre, son étanchéité est particulièrement surveillée.

En 1997, les tests d'étanchéité de l'enceinte avaient fait apparaître un taux de fuite anormal (1,95 % par jour) de la paroi interne, supérieur au critère de 1 % par jour demandé pour ce type de test. Après s'être assurée que ce taux de fuite était acceptable pour la sûreté de l'installation, l'Autorité de sûreté avait autorisé le redémarrage du réacteur pour un cycle, l'exploitant s'étant engagé à mener une réparation de l'enceinte lors du prochain arrêt.

Ces réparations ont consisté, d'une part, à injecter de la résine dans le béton par des drains prévus à cet effet, et, d'autre part, à apposer une peau d'étanchéité sur les zones sensibles de la paroi interne de l'enceinte. De telles réparations avaient déjà été menées en 1998 sur l'enceinte du bâtiment réacteur n° 2. L'épreuve consécutive de l'enceinte en avait démontré l'efficacité.

Les calculs menés par analogie avec les résultats obtenus sur le bâtiment réacteur n° 2 montrent que ces réparations auront permis d'obtenir un taux de fuite inférieur au taux de fuite maximal admissible de 1,5 % par jour en cas d'accident, imposé par le décret d'autorisation de création (DAC).

Cependant, dans la mesure où le taux de fuite reste supérieur au critère de 1 % par jour, l'Autorité de sûreté a demandé à EDF de réduire de dix ans à cinq ans la périodicité de cette épreuve, pour tenir compte d'un éventuel vieillissement de l'enceinte.

### Réacteur 2

Un **incident** est survenu le 15 mai 1999 : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant n'a pas respecté, lors d'un essai périodique effectué sur une vanne d'isolement vapeur, la conduite définie dans les spécifications techniques d'exploitation.

Situées sur les tuyauteries qui assurent la circulation de la vapeur entre les générateurs de vapeur et la turbine, les vannes d'isolement vapeur participent au système d'isolement du circuit secondaire en se fermant automatiquement en cas de situation accidentelle, notamment en cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur. Des essais périodiques mensuels sont réalisés afin de vérifier leur bonne manœuvrabilité.

Le dysfonctionnement d'un capteur de positionnement de la vanne, nécessaire à la bonne réalisation de l'essai périodique, n'a pas permis d'effectuer cet essai de façon satisfaisante. Or, en cas d'essai non satisfaisant, le matériel doit être considéré comme indisponible. L'exploitant n'a alors pas respecté les spécifications techniques d'exploitation qui lui imposaient de déclarer la vanne indisponible et de remédier à ce dysfonctionnement dans un délai maximal de 8 heures. En effet, l'exploitant a déclaré la vanne indisponible trois jours plus tard et a engagé les travaux de réparation du capteur de positionnement. L'essai périodique a ensuite été réalisé de façon satisfaisante.

En raison d'un non-respect de spécifications techniques d'exploitation, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Un **incident** est survenu le 5 juin 1999 : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que les essais périodiques du système de mesure du niveau d'eau dans la cuve n'avaient pas été réalisés dans les délais imposés par le programme d'essais.

Plusieurs types de capteurs sont utilisés pour mesurer le niveau d'eau dans la cuve du réacteur. Ces capteurs sont surtout utilisés en phase accidentelle pour détecter toute baisse du niveau d'eau dans la cuve qui pourrait entraîner un début de dénoyage du cœur et donc son échauffement. En vue de vérifier la disponibilité de ces matériels, l'exploitant procède à des essais hebdomadaires de ces matériels.

Lors de la réalisation de l'essai du 5 juin 1999, l'exploitant a constaté qu'il n'avait pas réalisé correctement cet essai la semaine précédente (le 29 mai 1999). En effet l'essai a été réalisé sur la réacteur n° 2 avec la procédure prévue pour le réacteur n° 1. Or il existe, en l'attente d'une prochaine harmonisation, une différence technologique entre les deux réacteurs en ce qui concerne les matériels de mesure du niveau d'eau dans la cuve. A ce titre, l'exploitant n'a donc pas, lors du premier essai, vérifié le bon fonctionnement d'un type de capteur de mesure. Les résultats de l'essai du 5 juin ont été satisfaisants. Cet incident n'a pas eu de conséquences directes sur la sûreté de l'installation.

Néanmoins, compte tenu du caractère répétitif de tels écarts au programme d'essais périodiques, l'Autorité de sûreté a décidé de classer cet incident au **niveau 1** de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Un **incident** est survenu le 21 juin 1999 : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que les essais périodiques de l'ébulliomètre n'avaient pas été réalisés dans les délais imposés par le programme d'essais.

L'ébulliomètre mesure le niveau d'eau dans la cuve, ainsi que l'écart entre la température de l'eau de la cuve et la température d'ébullition à la pression correspondante. Il permet en situation accidentelle de surveiller toute évolution de ces paramètres qui pourrait entraîner le dénoyage du cœur et donc son échauffement. Afin d'en vérifier le bon fonctionnement, l'exploitant procède à un essai mensuel de ce matériel.

Le 21 juin, lors de la réalisation de cet essai, l'exploitant, comparant les résultats de l'essai à ceux des mois précédents, a constaté que l'essai

n'avait pas été réalisé en avril. L'essai avait bien été programmé. Mais, au jour prévu, le réacteur était en arrêt pour une courte maintenance sur la turbine. L'équipe de conduite n'avait donc pas pu réaliser l'essai ce jour-là. L'exploitant avait alors omis de le reprogrammer. Les résultats des essais de mai et de juin ont été satisfaisants. Cet incident n'a donc pas eu de conséquences immédiates sur la sûreté de l'installation.

Néanmoins, compte tenu du caractère répétitif de tels écarts au programme d'essais périodiques, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

17

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

### ► Centre d'études du CEA

#### Laboratoire de chimie du plutonium (LCPu)

L'**inspection** du 27 mai avait pour thème les mesures de la radioactivité.

Les points suivants ont été examinés :  
– l'organisation mise en place ;  
– les incidents ou anomalies rencontrés sur ce thème ;  
– la gestion des matériels utilisés pour la mesure et leur étalonnage.

Une visite des locaux a été réalisée, avec examen du tableau de contrôle du local déchets et des matériels mis en place ou utilisés pour la surveillance radiologique de ces locaux.

18

## Golfech (Tarn-et-Garonne)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

L'**inspection** du 6 mai a permis d'examiner les modalités d'application du programme de surveillance des activités importantes pour la sûreté, en conformité à l'arrêté du 10 août 1984.

L'**inspection** du 27 mai a eu pour but d'analyser les moyens mis en œuvre par le CNPE pour le suivi en service et la maintenance de la robinetterie du circuit primaire.

L'inspection du 30 juin a porté sur l'organisation du site concernant les contrôles et essais périodiques prévus par le chapitre IX des règles générales d'exploitation.

19

## Gravelines (Nord)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 24 juin (cf. En bref... France)

L'inspection du 5 mai a tout d'abord porté sur les évolutions d'organisation du site depuis 1997, date de la première visite de surveillance sur ce sujet, où de nombreux écarts avaient été constatés. Les inspecteurs ont désiré, par ailleurs, assister à un essai périodique en réel en se partageant les rôles et en suivant les différents intervenants. Enfin, les inspecteurs ont examiné de nombreuses gammes d'essais périodiques renseignées. Afin d'avoir un sondage le plus représentatif possible, des essais qui doivent être réalisés par quart, journée, semaine, mois, trimestre, année et par période décennale ont été vérifiés. Ils ont porté sur des systèmes d'exploitation différents.

L'inspection du 6 mai avait pour thème général le confinement statique. Après avoir abordé l'organisation générale du site dans ce domaine, les inspecteurs se sont intéressés à la réalisation des essais d'étanchéité de l'enceinte du bâtiment réacteur et de ses traversées électriques et mécaniques, des différents essais et contrôles d'isolement de l'enceinte ainsi que des contrôles effectués sur les clapets anti-explosion des systèmes de ventilation. Une visite sur le terrain a également été effectuée sur le réacteur 4, à l'arrêt pour rechargement.

L'inspection du 23 juin, axée sur la prise en compte et la réalisation des engagements, a porté sur trois points :

- l'organisation mise en place par le service sûreté qualité qui est en charge de la vision globale des engagements du site ;
- les relations site/services centraux, au travers de quelques sollicitations du site ;

- l'examen en salle et sur le terrain de l'état d'avancement de certains engagements.

L'inspection du 29 juin avait pour objet la métrologie des moyens de mesure de la radioactivité. Sur les réacteurs, quelques opérations de maintenance sont réalisées dans une ambiance soumise à des rayonnements ionisants. Pour assurer la protection des travailleurs, des moyens d'alerte et de contrôle de ces rayonnements sont mis à disposition par l'exploitant de l'installation. Dans le cadre de cette inspection, les inspecteurs ont examiné l'étalonnage et la vérification des dosimètres électroniques, des balises de chantier et du contrôleur de contamination du personnel.

#### Réacteur 1

Le réacteur 1, en prolongation de cycle depuis le 25 mars, a été mis à l'arrêt pour visite partielle et rechargement du combustible le 29 mai.

#### Réacteur 4

L'inspection du 12 mai avait pour objectif d'examiner l'organisation mise en place sur le site afin d'assurer, conformément aux dispositions prévues par l'arrêté qualité du 10 août 1984, une surveillance des prestataires satisfaisante.

Les inspecteurs ont successivement examiné :

- l'organisation, les missions et la qualification du personnel du service sûreté qualité, chargé d'assurer ce suivi ;
- la manière dont sont préparés les arrêts de tranche, notamment la passation des marchés avec des entreprises extérieures ;
- le suivi des prestataires au cours de leurs interventions.

Par ailleurs, quatre chantiers faisant intervenir des prestataires différents sur des matériels importants pour la sûreté ont été visités.

Le réacteur 4, à l'arrêt pour visite partielle et rechargement du combustible depuis le 23 avril, a redémarré le 5 juin.

#### Réacteur 5

Après le redémarrage du réacteur 5, le 5 mars dernier, l'Autorité de sûreté avait demandé un contrôle de la

bonne étanchéité des pompes primaires. Le réacteur 5 a été arrêté le 11 mai pour remplacer le joint de ces trois pompes. Cet arrêt fortuit a nécessité le déchargement puis le rechargement du combustible. Le réacteur a redémarré le 5 juin.

20

## Grenoble (Isère)

### ► Centre d'études du CEA

#### Ensemble du site

L'inspection du 22 avril a porté sur le contrôle de la radioprotection. Les inspecteurs ont examiné les notes d'organisation du site puis ont procédé à une visite du LAMA et de Mélusine.

L'inspection du 9 juin avait pour objectif de faire le point sur les moyens mis en œuvre pour respecter les obligations réglementaires en matière de rejet d'effluents liquides et gazeux. Elle a porté notamment sur les contrôles dans l'environnement et sur la gestion de l'égout d'eaux spéciales. Une visite de la station de contrôle des rejets a été réalisée.

#### Réacteur Siloette

L'inspection du 16 juin a porté sur l'application du programme d'essais périodiques visant à apprécier l'état de disponibilité des matériels. Les inspecteurs ont en particulier examiné les conditions de contrôle de l'ultime barrière constituée par la cuve métallique du réacteur comportant un revêtement intérieur en résine.

#### Station de traitement des effluents et déchets solides (STED) et stockage provisoire de décroissance de déchets radioactifs

L'inspection du 25 mai a eu pour objet la gestion des essais périodiques sur la STED (Station de traitement des effluents et déchets). Les inspecteurs ont examiné les conditions de programmation puis de réalisation des essais périodiques, en regardant plus particulièrement les contrôles réalisés sur l'installation renfermant les poubelles de décroissance.

**La Hague  
(Manche)**

► **Établissement COGEMA**

**Ensemble du site**

Un **incident** est survenu le 20 mai 1999 : au cours d'un déplacement de la plate-forme utilisée dans le cadre des travaux de forage, l'une de ses cinq chaînes d'ancrage a accroché et détérioré le rail de la cale de mise à l'eau des embarcations dans l'anse des Moulinets.

Ces travaux de forage, réalisés à l'aide d'une plate-forme autoélévatrice, visent :

- d'une part à effectuer des carottages afin de dresser une cartographie de marquage radiologique des sédiments et de la roche ;
- d'autre part à mettre en place des pieux supports afin de renforcer la dalle en béton recouvrant l'extrémité de l'ancienne canalisation.

Le mois dernier, la plate-forme autoélévatrice, utilisée comme base d'intervention pour ces différents travaux, a été remorquée sur zone à l'aide d'un bateau d'assistance. Depuis, elle est amarrée sur des mouillages fixes à l'aide de lignes d'ancres montées sur treuil. Ces lignes permettent d'effectuer le positionnement de la plate-forme au dessus des différents points de forage. Une fois positionnée, la plate-forme est mise en station hors d'eau par descente de ses six pieds à vérin hydraulique. A titre conservatoire, les rejets d'effluents radioactifs liquides sont suspendus lors des opérations de positionnement de la plate-forme.

Le 20 mai 1999, alors que la plate-forme ralliait un nouveau point de forage, une des chaînes d'ancrage a accroché et détérioré le rail de la cale de mise à l'eau des embarcations dans l'anse des Moulinets. Cet incident n'a eu aucune conséquence, ni sur la sûreté de l'installation, ni sur l'environnement.

Néanmoins, il témoigne d'une prise en compte insuffisante du risque d'endommagement de la canalisation et du bloc de béton voisin, lors des déplacements de la plate-forme. C'est pourquoi il a été déclaré et classé en dehors de l'échelle inter-

naionale des événements nucléaires (INES).

L'**inspection** du 4 mai a porté sur les dispositions mises en œuvre pour assurer le suivi, la gestion, la vérification et l'échelonnage des matériels de mesure de la radioactivité.

L'**inspection** du 5 mai, réalisée à la direction technique de l'établissement, était consacrée à l'organisation et à la qualité de la maintenance, ainsi qu'au suivi des prestataires. Les inspecteurs ont particulièrement examiné les conditions d'agrément et de surveillance des prestataires. Ils se sont aussi assurés par sondage de la qualité effective des opérations de contrôle réalisées sur certaines chaînes d'alarmes de température importantes pour la sûreté.

L'**inspection** du 6 mai a porté sur les événements survenus le 1<sup>er</sup> mai 1999 (fuite d'eau et inondation de la galerie technique du bâtiment central UP2) et le 3 mai 1999 (rupture d'une tuyauterie vapeur dans la centrale de production de chaleur). Les inspecteurs ont examiné, en particulier, la gestion par l'exploitant de ces événements et les mesures palliatives mises en œuvre.

L'**inspection** des 18 et 19 mai a concerné la protection incendie des installations de COGEMA La Hague. Le 18, les inspecteurs ont fait le point sur les améliorations des entraînements des agents des groupes locaux d'intervention et des pompiers de la formation locale de sécurité. A cette fin, une visite a été faite de la nouvelle « maison de feu » et un exercice de mise en œuvre d'un engin et d'un dispositif de production de mousse d'extinction a été réalisé de façon satisfaisante. Le 19, l'inspection s'est prolongée chez la société GAME à Cherbourg (prestataire de COGEMA). Une vérification des compétences des personnes chargées de la maintenance des moyens de détection et de protection contre l'incendie y a été faite.

L'**inspection** du 10 juin a permis de contrôler les activités liées au chantier en cours au point M1, qui visent à rectifier le profil de la conduite de rejet.

**Usines UP2 et UP3**

Une **inspection** du chantier pour l'intégration de l'atelier R4 et du traitement de l'uranium de l'atelier R2

dans l'atelier T3, a eu lieu le 8 juin 1999. Les inspecteurs ont vérifié l'application des prescriptions concernant les travaux d'interface avec les ateliers exploités. A titre de sondage, les inspecteurs ont examiné les plans et notes d'études de génie civil d'un pilier de supportage de la passerelle, qui ne doit pas en cas de séisme se transformer en projectile, vis-à-vis de l'atelier R4 et de l'atelier d'entreposage du plutonium. La visite de chantier a été réalisée dans le chantier du caniveau R2-R4, par lequel transiteront les solutions actives dans trois barrières de confinement.

**Usine UP2 800**

**Piscines C, D et E (piscines d'entreposage des éléments combustibles usés)**

Par délégation des ministres en charge de l'industrie et de l'environnement, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** de manière générique le passage par le transfert inter-piscines d'une part, l'introduction dans les canaux d'alimentation NPH/R1, D/D1 et D/T0 d'autre part, de paniers contenant des assemblages combustibles conditionnés en conteneurs semi-étanches (lettre du 3 mai).

L'**inspection** du 14 juin a permis de contrôler l'application des prescriptions et des consignes de sûreté des piscines d'entreposage des combustibles usés (C, D et E). Les inspecteurs ont visité les trois piscines C, D et E ainsi que le système de transfert entre les piscines C et NPH, qui ont des niveaux de bassins différents.

Un **incident** est survenu le 25 juin 1999 : lors du transfert d'un panier d'assemblages de combustible usé entre le bassin d'entreposage de l'atelier NPH et la piscine C, l'activité radiologique de l'eau de cette piscine a atteint une valeur de 40 000 becquerels par litre (Bq/l), supérieure à la limite autorisée de 37 000 Bq/l.

Le refroidissement des assemblages de combustible usé précède leur retraitement. Les assemblages de combustible usé, disposés dans des paniers métalliques, sont entreposés pendant plusieurs années dans les piscines de refroidissement de l'établissement. Pour prévenir tout risque de dispersion de matières radioactives, ces piscines sont dotées d'un

système de filtration. Ce système maintient, dans des conditions de fonctionnement normal, l'activité radiologique de l'eau en deçà d'une limite autorisée de 37 000 Bq/l. Par ailleurs, des canaux relient les différentes piscines afin de permettre le transfert des paniers entre les bassins.

Le 24 juin, l'exploitant a procédé au transfert d'un panier contenant sept assemblages présentant des fuites, conditionnés en conteneurs semi-étanches, depuis l'atelier NPH vers la piscine C.

Pour prévenir toute dispersion de matières radioactives dans la piscine C lors de cette manœuvre, il a d'abord isolé le canal de transfert, au moyen d'une cloison mobile, munie d'un joint gonflable. Puis il a déplacé le panier à l'intérieur du canal. Comme prévu, il a alors observé une augmentation de l'activité radiologique de l'eau du canal. Afin de réduire l'activité de l'eau avant le retrait de la cloison, il a amorcé son épuration au moyen d'une pompe, reliée au travers de filtres à la piscine C. Mais, pour maintenir le niveau d'eau du canal au cours de cette épuration, l'exploitant a été amené à dégonfler le joint de la cloison. Ceci a provoqué, par un brassage inattendu, un transfert d'eau du canal vers la piscine C et une montée de l'activité radiologique de la piscine elle-même. Le 25 juin au matin, une analyse d'échantillon ayant révélé cette montée d'activité, le joint a immédiatement été regonflé et l'opération suspendue.

Le système de filtration de la piscine a permis de ramener l'activité radiologique de l'eau en deçà de la limite autorisée en une journée. Pour poursuivre l'épuration de l'eau du canal et mener à bien le transfert, l'exploitant a finalement installé une pompe permettant de maintenir le niveau d'eau du canal sans dégonfler le joint. La manœuvre s'est achevée sans autres difficultés. Cet incident n'a eu de conséquences ni sur l'environnement, ni sur la santé des travailleurs.

Cependant, l'activité radiologique de la piscine C ayant franchi temporairement les limites du domaine de fonctionnement autorisé, cet incident a été classé **au niveau 1** de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

### Usine UP3

#### 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 du 9 juin a concerné, d'une part, les dispositions mises en œuvre pour respecter les conditions de sûreté définies dans le cadre de l'autorisation d'introduction d'assemblages combustibles placés en bouteilles dans les canaux d'alimentation de l'atelier T1, et, d'autre part, les actions correctives engagées à la suite des incidents survenus en 1998 et 1999. Une visite de terrain à caractère plus général a eu lieu dans certains locaux de l'atelier.

#### T7 (atelier de vitrification des produits de fission)

L'inspection du 4 mai a porté sur l'organisation générale de l'atelier en matière d'incendie (intervention du groupe local d'intervention, conduite de la ventilation, opérations de maintenance, exercices). Les locaux ont par ailleurs fait l'objet de contrôles in situ.

Un **incident** est survenu le 28 mai 1999 : la chaîne de vitrification C de l'atelier T7 étant à l'arrêt, une montée de la radioactivité s'est produite dans un local accessible aux travailleurs, lors du rinçage du circuit de chauffe du dépoussiéreur. L'opérateur présent, alerté par le système de surveillance radiologique, a suspendu l'opération et quitté les lieux. Les investigations menées par la suite ont mis en évidence une perte d'étanchéité du dépoussiéreur, première barrière de confinement.

La vitrification est la dernière étape du procédé de retraitement des combustibles irradiés. Les produits de fission, préalablement séparés des matières fissiles, uranium et plutonium, sont calcinés puis fondus en une matrice de verre. Un dépoussiéreur permet de piéger dans de l'acide bouillant les poussières radioactives entraînées dans les gaz sortant du four de calcination. Une fois piégées, ces poussières sont renvoyées vers le four de calcination. Un circuit de chauffe à la vapeur, isolé du dépoussiéreur par une double enveloppe, permet de maintenir l'acide à sa température d'ébullition. Ce circuit parcourt des locaux accessibles aux travailleurs avant d'atteindre le

dépoussiéreur, situé en zone inaccessible.

Le 28 mai 1999, au terme d'opérations de maintenance, l'exploitant procédait au rinçage à l'eau de la ligne de chauffe du dépoussiéreur. A l'ouverture d'une vanne d'envoi d'eau, des balises locales de surveillance radiologique ont retenti. L'opérateur présent a suspendu l'opération et a quitté le local en subissant une légère exposition externe (0,25 millisievert). L'exploitant a alors mené des investigations pour comprendre l'origine de cette montée d'activité dans un circuit de chauffe à la vapeur. Le 10 juin, ces investigations ont mis en évidence une perte d'étanchéité de la double enveloppe qui sépare le dépoussiéreur de son circuit de chauffe. A titre de mesure corrective, le dépoussiéreur en acier inoxydable sera remplacé par un appareil en zirconium.

Cet incident n'a pas eu de conséquences pour l'environnement.

La perte d'étanchéité d'un équipement contenant une quantité importante de liquide radioactif constitue une défaillance de la première barrière de confinement. Cet incident, d'abord classé au niveau 0 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES), a donc été reclassé **au niveau 1**, au vu du résultat des investigations.

#### ACC (Atelier de compactage des coques et embouts)

L'inspection du 16 juin avait pour but de faire le point de l'avancement des travaux de construction de l'atelier ACC. En salle, les inspecteurs ont examiné par sondage les fiches d'écart et les résultats d'essais réalisés. Sur le terrain, ils ont vérifié la conformité au rapport de sûreté d'un circuit complet de ventilation et effectué un examen visuel des travaux et des réparations réalisées.

22

Marcoule  
(Gard)

#### ► Centre d'études du CEA

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

L'inspection du 20 mai avait pour objet d'examiner les dispositions

mises en place par l'exploitant dans le domaine de la métrologie de la radioactivité. Ont été couverts les domaines de la radioprotection et des mesures d'activités des fûts de déchets.

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

L'inspection du 5 mai a porté sur l'organisation mise en place au niveau de l'exploitation et de la maintenance des ateliers du service poudre (PO). Dans un premier temps, une présentation en salle a permis de vérifier la liaison de PO avec le service maintenance intervention (MI) et la gestion des procédures et des consignes d'exploitation de PO. Dans un deuxième temps, une visite du service PO pour des vérifications éventuelles a été effectuée par les inspecteurs.

L'inspection du 10 mai avait pour but de faire le bilan des modifications apportées au contrôle-commande dans le cadre du retour d'expérience et des évolutions de l'installation. Les inspecteurs ont examiné le principe des dispositions prises pour faire face à un éventuel « bogue » lors du passage à l'an 2000. Les référentiels de sûreté, les essais périodiques du matériel informatique et les procédures de conduite ont été examinés.

L'inspection du 18 mai avait pour objectif de vérifier les dispositions mises en place par l'exploitant pour le traitement des écarts et des événements devant être déclarés à l'Autorité de sûreté. Pour cela, les inspecteurs ont examiné d'une part les procédures MELOX applicables, et d'autre part le suivi et le traitement, par les différents services de l'installation, des écarts et des événements rencontrés dans les différents postes.

L'inspection du 29 juin correspond à l'un des thèmes prioritaires pour 1999, l'application des arrêtés de rejet. Le contrôle exercé par les inspecteurs a porté sur le respect des obligations réglementaires, l'existence d'un dispositif suffisant pour la gestion des rejets, la nature et la conformité des moyens associés. Le volet communication interne et externe a été abordé.

► **Société pour le conditionnement des déchets et effluents industriels (SOCODEI) Centre nucléaire de traitement de Codolet (CENTRACO)**

L'inspection du 3 juin, après une présentation du bilan des premiers mois d'exploitation des installations de fusion (F) et d'incinération (I) de CENTRACO, a permis de vérifier le suivi par l'exploitant de la gestion des interventions pour travaux et/ou modifications en ce qui concerne les fonctions importantes pour la sûreté.

23

**Marseille**  
(Bouches-du-Rhône)

► **Installation d'ionisation GAMMASTER Provence**

L'inspection du 9 juin, à caractère inopiné, était consacrée à la lutte contre l'incendie. Ont été notamment examinées les consignes de sécurité, l'équipe de 1<sup>re</sup> intervention et l'arrivée des secours.

24

**Maubeuge**  
(Nord)

**Atelier de maintenance nucléaire SOMANU**

L'inspection du 1<sup>er</sup> juin avait un caractère assez général. Les inspecteurs ont ainsi pu voir les évolutions envisagées de l'installation, étudier quelques fiches de non-conformité, faire le point sur les pertes régulières de l'alimentation électrique et sur le problème du bogue de l'an 2000. Les inspecteurs se sont plus particulièrement intéressés aux questions de radioprotection et au respect des engagements.

26

**Nogent-sur-Seine**  
(Aube)

► **Centrale EDF**

**Ensemble du site**

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 5 mai ; des ré-

unions se sont tenues en préfecture de l'Aube (cf. En bref... France).

**Réacteur 2**

EDF a présenté le 21 mai en **réunion technique** aux représentants de la DRIRE Champagne-Ardenne et de l'IPSN les résultats des essais liés au redémarrage du réacteur.

L'inspection du 30 juin a porté sur les essais réalisés par l'exploitant sur le cœur du réacteur après son redémarrage. Les inspecteurs ont vérifié le respect des documents nationaux applicables et ont examiné les résultats des essais réalisés aux différents niveaux de puissance après la remise en service du réacteur.

28

**Osmanville**  
(Calvados)

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

L'objet de l'inspection du 11 juin était de faire le point sur la phase de cessation définitive d'exploitation de l'INB n° 152, afin de préparer la phase de démantèlement.

29

**Paluel**  
(Seine-Maritime)

► **Centrale EDF**

**Ensemble du site**

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 23 juin (cf. En bref... France)

L'inspection du 29 juin avait pour objet le suivi des fuites du circuit primaire. Elle a porté sur le suivi des chaînes de mesure et la conduite à suivre en cas de détection d'une fuite.

**Réacteur 1**

Le réacteur, à l'arrêt depuis le 19 avril 1999, a été autorisé à redémarrer le 16 juin 1999.



30

**Penly**  
(Seine-Maritime)

► Centrale EDF

**Ensemble du site**

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 23 juin (cf. En bref... France)

L'**inspection** du 18 mai avait pour objectif de réaliser un état des lieux des systèmes élémentaires ASG (alimentation de secours des générateurs de vapeur) et APG (système de purge des générateurs de vapeur). Les inspecteurs ont examiné des documents portant sur plusieurs modifications de ces systèmes. Ils ont également porté leur attention sur le traitement des événements importants pour la sûreté. Cette inspection n'a pas fait l'objet de constat notable.

L'**inspection** du 22 juin a été consacrée à l'examen des dispositions prises par l'exploitant pour assurer la qualité de la fonction de sûreté « confinement » de l'îlot nucléaire. Les inspecteurs ont particulièrement vérifié les dispositions prises pour la surveillance du confinement statique et du confinement dynamique. Les inspecteurs ont également réalisé des vérifications concernant d'une part l'intégrité du confinement dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires et d'autre part les circuits de ventilation qui seraient utilisés en situation accidentelle pour assurer le confinement des locaux et limiter les rejets radioactifs à l'atmosphère.

L'**inspection** du 29 juin a été consacrée à la vérification de la bonne gestion des essais périodiques par le CNPE de Penly. Lors de cette visite de surveillance, les inspecteurs ont contrôlé l'organisation mise en place pour gérer les essais périodiques (de la phase de préparation de ces essais jusqu'à l'exploitation finale de leurs résultats), puis ils ont vérifié la déclinaison concrète de cette organisation en analysant le programme des essais périodiques du CNPE. Enfin, les inspecteurs sont passés en salle de commande pour vérifier la réalisation d'essais périodiques par les équipes de conduite.

**Réacteur 1**

L'**inspection** du 11 mai a permis de s'assurer de la qualité des opérations

de renouvellement des assemblages combustibles du réacteur 1. L'organisation correspondante et la mise en place du correspondant combustible ont été plus spécialement examinées.

Le réacteur 1, à l'arrêt depuis le 10 avril 1999 pour visite partielle et rechargement en combustible, a redémarré le 23 juin 1999.



**Phénix**  
(voir Marcoule)



**Romans-sur-Isère**  
(Drôme)

► Usine FBFC (usine de fabrication de combustibles nucléaires)

La Commission locale d'environnement (CLE) s'est réunie le 21 mai (cf. En bref... France).

Le 7 Juin 1999, 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 isotope 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'atelier de fabrication d'éléments combustibles destinés aux réacteurs de recherche, dit atelier des laminés (INB 63). La masse d'uranium à mettre en œuvre est d'environ 6,5 kg.

Le même jour, les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie ont donné leur accord pour la fabrication des éléments combustibles destinés au futur réacteur de recherche allemand FRM II. Cette fabrication mettra en œuvre de l'uranium enrichi à 93,5 % en isotope 235. Elle sera réalisée à l'intérieur des cellules de l'atelier des laminés. Cette autorisation était assortie de nouvelles prescriptions techniques applicables à l'installation.

En application des dispositions du décret 95-450 du 4 mai 1995 relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des installations nucléaires de base, par

délégation des ministres en charge de l'industrie et de l'environnement, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a transmis le projet de nouvelles prescriptions techniques applicables à l'établissement FBFC de Romans-sur-Isère au préfet de la Drôme afin qu'il soit soumis à l'avis du Conseil départemental d'hygiène (lettre du 15 juin).

Le 27 mai 1999 a eu lieu, sur le site de Romans, une **réunion technique** regroupant les représentants des deux établissements de la société FBFC (Romans et Pierrelatte) et de l'Autorité de sûreté (DSIN, DRIRE et leur appui technique l'IPSN). Les échanges ont porté sur l'état d'avancement des grands dossiers en cours (actualisation des autorisations de rejets d'effluents, démarche pour les déchets de très faible activité, modifications...). Une synthèse des inspections et incidents survenus durant l'année 1998 a été présentée.

L'**inspection** du 6 mai 1999 a porté sur les travaux de modification de l'atelier de fabrication des combustibles destinés aux réacteurs de recherche. Ces travaux, en cours de réalisation, visent essentiellement à renforcer la prévention des risques d'incendie et de dissémination des substances radioactives.

L'**inspection** du 30 Juin 1999 a porté sur les travaux de modification de l'unité de fabrication des combustibles destinés aux réacteurs électronucléaires. Ces travaux, en cours de réalisation, visent essentiellement à renforcer la prévention des risques d'incendie et de dissémination des substances radioactives et chimiques.

Un **incident** est survenu dans l'après-midi du mercredi 2 juin 1999 : une élévation significative de contamination s'est produite au niveau d'une presse hydraulique de l'atelier de fabrication de combustibles nucléaires destinés aux réacteurs de recherche (atelier dit des laminés).

Les presses de cet atelier sont utilisées pour confectionner des noyaux constitués par un mélange de poudres d'uranium et d'aluminium. Ces noyaux sont ensuite laminés et usinés pour obtenir des plaques. Les plaques sont assemblées pour former l'élément combustible. Comme toutes machines-outils, les presses sont équipées des protections traditionnelles ainsi que d'un confinement dynamique constitué d'aspi-

rations spécifiques permettant de capter les éventuelles poussières générées pendant l'opération de pressage (ventilation autonome). En outre, au cours de ces opérations, le port d'un masque ventilé est imposé au personnel et la contamination atmosphérique est contrôlée en permanence. Enfin, les machines sont situées à l'intérieur d'un local dont l'air extrait par la ventilation générale de l'atelier est filtré avant rejet.

L'élévation de contamination observée fait suite à un dysfonctionnement de la ventilation autonome. Le niveau maximal de contamination atmosphérique mesuré auprès de la machine s'est élevé à 32 Bq/m<sup>3</sup>.

Les résultats des contrôles de propreté des sols, effectués autour de la machine, des contrôles de l'activité de l'air rejeté à la cheminée de l'atelier par la ventilation générale, et des examens médicaux réalisés sur le personnel concerné permettent de garantir que l'incident n'a pas eu de conséquence sur l'environnement, ni sur le personnel.

En raison de la défaillance de la première barrière de confinement que constitue le système de ventilation autonome de la machine, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

34

## Saclay (Essonne)

### ► Centre d'études du CEA

#### Ensemble du site

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 28 juin (cf. En bref... France)

### ► Installation de CIS-Bio International

L'**inspection** du 4 mai avait pour objet la vérification du suivi dosimétrique, en particulier au niveau du hall d'expédition et des chauffeurs, le suivi des contrôles, essais périodiques et maintenance et la gestion des déchets en zone active.

Une visite de quelques locaux a été effectuée : hall d'expédition, entreposage de déchets actifs, zone arrière et salle de décontamination.

Un **incident** est survenu le 1<sup>er</sup> juin 1999 : de l'iode radioactif (isotope

131) a été détecté dans les rejets du système de ventilation de l'usine CIS-Bio produisant des radioéléments à usage médical.

Ce rejet est consécutif au relargage d'une éponge ayant servi à récupérer, le 28 mai, 15 ml de liquide répandu sur un plan de travail dans une enceinte blindée. Une première évaluation avait conduit l'exploitant à estimer que cette solution n'était pas radioactive et il a laissé l'éponge imprégnée dans l'enceinte. En fait, il s'agissait d'une solution d'iode 131 représentant une activité de 740 gigabecquerels. Le piège à iode installé sur la conduite d'extraction de l'air de ventilation de l'enceinte s'est saturé et une partie de la solution représentant 140 mégabecquerels a été dispersée dans l'environnement entre le 28 mai et le 1<sup>er</sup> juin. Après détection, le rejet a pu être arrêté par basculement de la ventilation de l'enceinte vers un circuit équipé d'un piège à iode neuf. La dose équivalente pour une personne du public exposée dans les conditions les plus défavorables est inférieure à 0,0005 millisievert, soit 1/10 000<sup>e</sup> de la dose maximale annuelle admissible pour le public. Ce rejet a donc eu un impact sanitaire négligeable.

En l'état actuel des informations recueillies, cet événement est provisoirement classé au niveau 0 de l'échelle INES.

### ► Zone de gestion des effluents liquides radioactifs

L'**inspection** du 16 juin avait pour objet l'incendie. Les inspecteurs ont examiné principalement les procédures incendie, la rédaction des permis de feu et la formation des équipes d'intervention. Un exercice a été réalisé.

L'application de la réglementation « radioprotection » dans l'installation a aussi été examinée.

### Saturne

Au cours de l'**inspection** du 3 juin, les inspecteurs ont examiné l'organisation mise en place pour l'assainissement de Saturne, la gestion des déchets de l'assainissement, la réparation de la toiture effondrée et la réalisation des essais et contrôles périodiques.

Une visite de quelques locaux et des entreposages de déchets a eu lieu.

35

## Saint-Alban (Isère)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

L'**inspection** du 6 mai avait pour thème l'incendie. Elle devait permettre, d'une part, de s'assurer des progrès réalisés par l'exploitant à la suite des observations des années précédentes et, d'autre part, de vérifier que pendant l'arrêt de tranche les stockages temporaires étaient bien gérés vis-à-vis du risque incendie.

#### Réacteur 1

Le 2 mai 1999, le réacteur 1 a été arrêté pour son premier arrêt à simple rechargement (ASR). Il n'y avait pas de gros travaux programmés et l'exploitant a été autorisé à rediverger ce réacteur le 7 juin 1999 après renouvellement d'une partie du combustible.

L'**inspection** du 12 mai 1999 avait pour but de s'assurer de la qualité de la maintenance et des contrôles réalisés en arrêt de tranche, notamment sur le déchargement du combustible et les pompes du circuit primaire.

L'objectif de l'**inspection** du 29 juin était de contrôler la surveillance exercée par l'exploitant sur les systèmes de sauvegarde du réacteur et de s'assurer de leur caractère opérationnel en cas de sollicitation.

Une grande part de l'inspection s'est déroulée en local ; une attention particulière a été portée aux systèmes d'injection RIS, d'aspersion EAS, et d'alimentation de secours des générateurs de vapeur ASG.

36

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

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 28 juin (cf. En bref... France)

**Centrale A (filière uranium naturel-graphite-gaz)**

L'inspection du 30 juin avait pour objet le suivi des silos de stockage de chemises graphite. Une visite des silos a eu lieu.

**Centrale B**

L'inspection du 10 juin avait pour objet de s'assurer par sondage que l'exploitant a bien identifié tous les écarts par rapport à l'ensemble des textes applicables en arrêt de tranche (recueil national + recueil local).

Les inspecteurs ont de plus vérifié certaines justifications d'écarts figurant dans le recueil local.

**Réacteur B1**

Le réacteur est en arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 2 mai.

Un incident est survenu le 22 juin : alors que le réacteur 1 était en phase de redémarrage à la suite d'un arrêt pour maintenance et rechargement en combustible, le circuit RRA a été isolé en vue de la mise en service des générateurs de vapeur, à une température inférieure au minimum prévue dans les spécifications techniques d'exploitation.

Le circuit RRA (circuit de refroidissement à l'arrêt) assure, lors des phases d'arrêt des réacteurs, la circulation et un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'évacuer la chaleur résiduelle provenant des assemblages combustibles présents dans le cœur du réacteur.

Pour isoler le circuit RRA, les spécifications techniques d'exploitation (STE) demandent notamment que soit dépassée la température de 160 °C. Or l'opération a été réalisée dès 153 °C. Le réacteur s'est alors trouvé pendant 1 h dans un état non conforme aux STE, la protection du circuit primaire n'étant plus assurée par les soupapes du RRA.

Les premières investigations ont montré une mauvaise utilisation des procédures de conduite qui a entraîné la non-prise en compte d'un des paramètres (la température) pour isoler le RRA.

En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation, et compte tenu de l'origine de l'incident qui révèle un manque de cul-

ture de sûreté, l'exploitant de Saint-Laurent a décidé de classer cet incident au **niveau 1** de l'échelle INES.

37

**Soulaines-Dhuys (Aube)**

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

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 6 mai (cf. En bref... France)

L'inspection du 23 juin a été consacrée à la surveillance radiologique de l'environnement du centre et aux mesures de la radioactivité dans les installations. Les inspecteurs ont examiné en particulier les modalités d'entretien et d'étalonnage des matériels de mesure de la radioactivité. Ils ont procédé à une visite du laboratoire de surveillance de l'environnement du Centre et des locaux comportant des matériels de surveillance et de contrôle de la radioactivité.



**Superphénix (voir Creys-Malville)**

39

**Tricastin/Pierrelatte (Drôme)**

► **Centrale EDF**

**Ensemble du site**

Une réunion de la Commission d'information (CI) auprès des grands équipements énergétiques du Tricastin (CIGEET) s'est tenue le 25 juin (cf. En bref... France).

Un **exercice de crise** nucléaire a eu lieu le 20 mai (cf. En bref... France).

Par délégation des ministres en charge de l'industrie et de l'environnement, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a transmis aux autorités administratives locales et à l'exploitant une ampliation des prescriptions applicables à l'ICPE « fabrication de sources radioactives étalon » implantée sur le site de l'INB 131 (lettre du 23 mai).

L'inspection du 26 mai avait pour objet d'apprécier le degré d'appropriation et de mise en œuvre du « plan d'actions combustible » initié par les services centraux d'EDF à la suite de l'incident de niveau 2 survenu à Paluel en mars 1997. Ce plan d'action national a été lancé en janvier 1998, avec des échéances dont les plus éloignées sont fin 1999. Il a pour objectif de pallier le constat des services centraux que « le niveau de compétence actuel des divers métiers (sur les sites) est encore trop souvent insuffisant vis-à-vis des responsabilités des CNPE (...) et des exigences de sûreté et de qualité (...) » dans un domaine aussi central que l'exploitation des cœurs

L'inspection du 2 juin avait pour objectif de percevoir les dispositions particulières prises par l'exploitant pour atteindre les conditions optimales de mise à l'arrêt au travers des critères relatifs aux assemblages combustibles, de la purification du primaire, de l'indice radioprotection et de la gestion de la dosimétrie au niveau des chantiers d'arrêt de tranche.

Un incident est survenu le 10 mai 1999 : lors de la vérification de conformité des matériels réalisée pendant l'arrêt décennal du réacteur 1, des roulements à billes des pompes des circuits RIS et EAS ont été trouvés non conformes à leur spécification d'origine.

Les circuits RIS et EAS sont des circuits qui ne seraient sollicités qu'en situation accidentelle.

Le circuit RIS permet, en cas de fuite importante du circuit de refroidissement du réacteur, d'introduire de l'eau borée sous pression dans celui-ci afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur.

Le circuit EAS pulvérise 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.

Les pièces assurant le bon espace-ment des billes des roulements de pompes de ces circuits étaient en polyamide, dont la tenue en situation accidentelle n'est pas démontrée, contrairement au cas des pièces équivalentes en métal.

La vérification réalisée sur les quatre tranches du CNPE du Tricastin a montré qu'elles étaient toutes affectées par cette non-conformité.

L'échange des roulements est en cours sur les réacteurs 1 et 4, actuellement à l'arrêt. Les travaux sur les réacteurs 2 et 3 auront lieu lors des prochains arrêts pour maintenance. Cette non-conformité touchant plusieurs circuits de sauvegarde du réacteur en cas de situation accidentelle, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

#### Réacteur 1

Le 28 juin 1999, l'Autorité de sûreté nucléaire a autorisé le redémarrage du réacteur n° 1 du Tricastin, à l'issue de sa deuxième visite décennale.

Les contrôles réalisés lors de cette visite effectuée en mars 1999 avaient révélé que la cuve contenant le cœur de ce réacteur est affectée d'une douzaine de défauts allant jusqu'à dix millimètres de profondeur sous le revêtement intérieur en acier inoxydable.

L'Autorité de sûreté nucléaire a consulté le groupe d'experts compétents en la matière, à savoir la Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression (SPN), sur la base des documents fournis par EDF. Il en ressort que :

- ces défauts, plus grands que ceux constatés jusqu'alors sur les réacteurs B1 et B2 de la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux et le réacteur n° 6 de la centrale de Gravelines, proviennent, lors de la fabrication de la cuve, d'une conjonction de conditions métallurgiques et de réalisation défavorables ;
- compte tenu des caractéristiques propres à la cuve de Tricastin 1 et de leur localisation, ces défauts ne posent pas de problème de sûreté à court ou moyen terme.

Dans ces conditions, l'Autorité de sûreté a autorisé le redémarrage aux conditions suivantes :

- la mise en place d'une consigne de conduite visant à éviter de se rapprocher de la température minimale autorisée de l'eau injectée en cas d'accident. Cela permet ainsi de limiter l'ampleur des sollicitations thermiques auxquelles la cuve pourrait être soumise en cas d'accident ;
- une nouvelle inspection de cette cuve dans un délai de cinq ans maximum contre dix ans habituellement, afin de confirmer que ces défauts n'évoluent pas.

Les cuves des six autres réacteurs de 900 MWe qui n'ont pas encore été contrôlées de manière complète seront toutes inspectées dans un délai de deux ans.

La SPN s'est également prononcée sur le problème général de la tenue en service des cuves des réacteurs des centrales de 900 MWe, les plus anciennes du parc électronucléaire, mises en service entre 1977 et 1987. Elle conclut que la démarche menée par EDF permet d'avoir des assurances sur la tenue des cuves sous l'effet du vieillissement jusqu'à 30 ans mais demande des études complémentaires pour se prononcer au delà de cette échéance.

Ce texte a fait l'objet d'un communiqué de presse de la DSIN, le 30 juin.

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

L'inspection du 10 juin avait pour objectif de vérifier les dispositions prises par l'exploitant en matière de suivi des appareils de mesure de la radioactivité. Les procédures utilisées pour garantir le bon fonctionnement des appareils ainsi que les résultats des contrôles périodiques réalisés sur les appareils particulièrement importants pour la sûreté ont été examinés.

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

L'inspection du 23 juin 1999 concernait l'annexe U. Elle a permis de vérifier les dispositions prises par l'exploitant durant les opérations de remplacement des équipements de mesure d'uranium dans les solutions de lavage des effluents gazeux et les conditions d'exploitation de l'atelier de maintenance des analyseurs. Une visite de cet atelier a été effectuée.

#### ► Base chaude opérationnelle du Tricastin (BOCT) (entreposage et maintenance de matériels et d'outillages utilisés dans les centrales nucléaires)

L'inspection du 15 juin avait pour objectif de vérifier les dispositions prises par l'exploitant en matière de suivi des appareils de mesure de la radioactivité. Les procédures utilisées pour garantir le bon fonctionnement des appareils, ainsi que les résultats des contrôles périodiques réalisés sur les appareils particulièrement importants pour la sûreté, ont été examinés.



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

#### Ensemble du site

La visite du 22 juin a principalement porté sur les suites données aux demandes de la DSIN, notamment celles relatives à l'assurance de la qualité et aux dispositions prises pour la gestion des déchets résultant du démantèlement du LEP. Une visite du chantier du LHC a été effectuée.

### Réunions techniques et inspections hors installations nucléaires

Le 3 mai 1999, le BCCN et la DIN de Caen ont effectué une **visite technique** dans les locaux de Framatome à Lyon, pour contrôler les opérations de qualification d'un outillage destiné à éliminer des défauts situés en paroi interne d'une tuyauterie vapeur du circuit secondaire principal près de la jonction avec le générateur de vapeur. Cette qualification précède la mise en œuvre sur site qui s'inscrit dans le cadre du traitement d'une indication découverte en service sur le réacteur 1 de Paluel.

Le mauvais déroulement d'une intervention de bouchage d'un tube de générateur de vapeur à Flamanville en 1998 avait conduit l'Autorité de sûreté à suspendre l'autorisation générique du dossier de maintenance de Westinghouse. Cela a nécessité le développement d'une solution de secours à mettre en œuvre en cas de problème consécutif à de telles opérations de pose. Les 11 et 12 mai 1999, une **visite technique** a été organisée à la demande du BCCN dans les locaux de Westinghouse à Nivelles en Belgique pour examiner la validation de cette solution, qui a été conduite avec succès.

Les 18 et 19 mai une **visite technique** du BCCN a été effectuée dans les locaux de SPIE Ferrière à Ferrière-La-Grande à l'occasion des dernières épreuves hydrauliques réglementaires des tuyauteries primaires destinées au réacteur 1 de Lingao (Chine). Les documents renseignés de la fabrication ont été examinés en préalable à ces épreuves.

Le 19 mai, le BCCN a réalisé une **visite technique** dans les ateliers d'Euroform à Saint-Chamond (42), afin de vérifier les conditions de réalisation de calottes pour couvercles de cuves de remplacement destinés aux réacteurs de 900 et 1300 MWe. Cette visite n'a conduit à aucun constat d'écart notable.

Le 20 mai, une **réunion technique** a été organisée par le BCCN à Dijon pour qu'EDF présente la stratégie de maintenance des robinets associés aux « bras morts » ainsi que les contrôles et les modifications des circuits d'injection de sécurité, comme suite au phénomène dit Farley/Tihange observé sur les réacteurs français principalement ceux de Dampierre. Le BCCN et EDF sont arrivés à un accord sur la stratégie de maintenance à appliquer.

Les 20 et 21 mai, une **visite technique** s'est déroulée dans les locaux de la société SEBIM à Château-Neuf-lès-Martignes (13) dans le cadre des fabrications pour Framatome destinées à la centrale de Lingao (Chine). Au cours de cette visite, les représentants du BCCN ont notamment assisté à l'épreuve hydraulique réglementaire des corps de soupapes du circuit primaire du réacteur 1.

Une **visite technique** a été effectuée le 26 mai 1999 par le BCCN à l'usine Manoir Industries de Pitres (27) pour vérifier les conditions de fabrication des corps et des bras de leviers moulés destinés à des clapets de rechange pour le parc EDF en exploitation.

Le 27 mai, une **réunion technique** a été organisée dans les locaux d'EDF/DPN à Saint-Denis, afin d'examiner l'avancement de la définition d'une stratégie de maintenance par EDF pour les matériels comportant des pièces en acier martensitique. En effet, ce matériau vieillit par fragilisation lorsqu'il est utilisé sur une très longue durée à des températures au dessus de 250 °C, ce qui est le cas dans certains organes de robinetterie (tiges de manœuvre). Cette action avance relativement lentement ; elle est aujourd'hui conditionnée par l'analyse de résultats d'expertise en cours sur des pièces prélevées sur le parc, qui s'achèveront vers mi 2000.

Le 27 mai, le BCCN a réalisé une **visite technique** dans les ateliers de DMV à Montbard (21), afin de contrôler les conditions de fabrication de manchettes d'adaptateurs pour couvercles de cuves de remplacement destinés aux réacteurs de 900 et 1300 MWe. Cette visite n'a conduit à aucun constat d'écart notable.

Le 4 juin, une **réunion technique** s'est tenue avec EDF dans les locaux du BCCN à Dijon sur l'aptitude au service des composants en acier moulé austénoferritique du circuit primaire principal. Elle a permis de faire le point des études en cours chez EDF déclenchées notamment par les recommandations de la Section permanente nucléaire qui s'était réunie sur le sujet en décembre 1997. Ces études visent à justifier le comportement des coudes les plus concernés par le vieillissement thermique et à préciser la stratégie de contrôle à mettre en œuvre pour suivre dans le temps l'évolution de leurs caractéristiques mécaniques.

Le 8 juin, le BCCN a réalisé une **visite technique** dans les locaux de la SOMANU à Maubeuge pour examiner les conditions de réalisation de la maintenance, sous responsabilité de l'Unité technique opérationnelle (UTO) d'EDF, des armatures de commande des soupapes SEBIM destinées à protéger certains circuits importants pour la sûreté des réacteurs d'EDF (circuit primaire principal et circuits connectés). Cette visite n'a pas mis en évidence de constat particulier.

Les 10 et 30 juin, deux **réunions techniques** tenues dans les locaux du BCCN à Dijon avaient pour but d'examiner le programme d'EDF pour la remise en conformité des vannes d'isolement vapeur équipant les réacteurs de 900 MWe ainsi que les approvisionnements réalisés à cet effet. Le cas d'une des vannes de Chinon B2 a été examiné, car il s'agit de la première vanne du parc qui doit être remise en conformité à l'occasion du prochain arrêt de ce réacteur.

Le BCCN a procédé à une **visite technique** le 10 juin dans les locaux de la société Tecphy à Imphy pour vérifier les conditions de laminage de barres en alliage inconel 690 destinées à élaborer des bouchons pour les interventions sur les tubes des générateurs de vapeur du parc d'EDF. Cette visite technique n'a pas mis en évidence de constat notable.

Les 14 et 15 juin, une **visite technique** du BCCN s'est déroulée dans les locaux de Tectubi en Italie pour assister à l'épreuve hydraulique réglementaire d'éléments de tuyauterie de rechange destinés au circuit primaire principal des réacteurs à eau sous pression. Cette visite a par ailleurs permis de constater que les conditions de stockage de matériaux ou de produits intermédiaires avant leur mise en œuvre font l'objet des précautions très insuffisantes.

Les 1<sup>er</sup> et 16 juin, deux **réunions techniques** ont été organisées par le BCCN avec des représentants de l'AFCEM (Association française de codification des règles de conception et de construction des matériels des chaudières électro-nucléaires) pour examiner les modifications envisagées ou apportées au code industriel RCC-M. Si les discussions au titre de la partie fabrication de ce code ont permis d'atteindre une convergence pour une part significative des points prévus, la situation n'est pas comparable pour les points relevant de la conception.

L'ANDRA a présenté aux représentants des DRIRE Champagne-Ardenne et Lorraine les 18 et 29 juin son plan de surveillance de l'environnement du projet de laboratoire souterrain de recherche sur le stockage de déchets radioactifs situé à Bure (Meuse).

L'**inspection** du 25 juin, menée au siège de l'ANDRA, à Châtenay-Malabry, a permis de s'assurer de la qualité des procédures d'agrément des colis CSD-C, colis issus de l'atelier de compactage des coques et embouts de l'usine de retraitement COGEMA de La Hague.

# Le transport des matières radioactives

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

Requérant	Cote du certificat	Type du certificat	Date du certificat	Référence du certificat	Nature du transport
GNB	F/629/B (U) F-85 c	Validation	10/05/99	DSIN/FAR/SD1/CA/N° 039/99	Déchets vitrifiés
Alstom	F/569/X	Arrangement spécial	03/05/99	DSIN/FAR/SD1/CA/N° 040/99	Source radioactive
CIS Bio	F/083/S-85Bb	Agrément	03/05/99	DSIN/FAR/SD1/CA/N° 041/99	Source radioactive
Transnucléaire	F/326/B (U) F-85 Be	Extension	20/05/99	DSIN/FAR/SD1/CA/N° 042/99	Oxyde d'uranium
Transnucléaire	F/270/B (U) F-85 Hm	Extension	25/05/99	DSIN/FAR/SD1/CA/N° 043/99	Assemblages combustibles irradiés
CEA	F/570/X	Arrangement spécial	09/06/99	DSIN/FAR/SD1/CA/N° 044/99	Effluents liquides
CIS Bio	F/558/X	Arrangement Spécial	14/06/99	DSIN/FAR/SD1/CA/N° 045/99	Sources radioactives
Transnucléaire	F/573/X	Arrangement spécial	16/06/99	DSIN/FAR/SD1/CA/N° 046/99	UF <sub>6</sub>
CEA	F/313/B (U) F-85 Dj	Extension	16/06/99	DSIN/FAR/SD1/CA/N° 047/99	Oxyde de plutonium et oxyde mixte d'uranium et de plutonium
Transnucléaire	F/562/X	Arrangement spécial	16/06/99	DSIN/FAR/SD1/CA/N° 048/99	Crayons combustibles MOX non irradiés
Transnucléaire	F/567/X	Arrangement spécial	16/06/99	DSIN/FAR/SD1/CA/N° 049/99	Assemblages combustibles irradiés
Transnucléaire	F/574/X	Arrangement spécial	16/06/99	DSIN/FAR/SD1/CA/N° 050/99	Assemblages combustibles MOX non irradiés
Transnucléaire	F/201/B (U) F Gb	Prorogation	28/06/99	DSIN/FAR/SD1/CA/N° 051/99	Eléments combustibles

## - Les inspections

### Aéroport de Roissy – Charles-de-Gaulle (Val-d'Oise) – Société CERCA

Le 28 juin, les inspecteurs de la DSIN, en liaison avec les contrôleurs techniques d'exploitation de la Direction générale de l'aviation

civile, ont procédé à une **inspection** qui a consisté en un contrôle inopiné d'un transport aérien de combustible neuf pour réacteur de recherche expédié par la société CERCA, lors de son chargement à bord d'un aéronef cargo à l'aéroport de Roissy-CDG.

**Bugey (Ain) – Centrale EDF**

L'**inspection** du 28 mai a été consacrée à l'examen de l'incident relatif aux vis du couvercle du conteneur TN 12/1 non serrées au couple requis lors du transport du 8 février 1999, et à la vérification de la réalisation du plan d'action propreté d'EDF.

**Bugey (Ain) – Centrale EDF**

L'**inspection** du 31 mai avait pour but d'interviewer à leur poste de travail les deux techniciens ayant réalisé le serrage du couvercle du conteneur TN 12/1 transporté le 8 février 1999 et dont les vis ont été trouvées non serrées lors du contrôle d'arrivée à La Hague.

**Chooz (Ardennes) – Centrale EDF**

L'**inspection** du 12 mai a porté sur le transport et l'expédition des déchets et matières radioactifs. Les inspecteurs ont examiné l'organisation du site, les vérifications effectuées par EDF à la réception des emballages, les contrôles des pièces et matériels radioactifs, puis la réalisation des chargements et leurs contrôles avant leur expédition.

**Civaux (Vienne) – Centrale EDF**

L'**inspection** du 26 mai a eu pour objectif l'examen des conditions de réalisation des expéditions de déchets et de pièces contaminées, en conformité à la réglementation en vigueur.

**Fessenheim (Haut-Rhin) – Centrale EDF**

Une visite d'**inspection** a été réalisée le 4 juin à Fessenheim sur le site de la Centrale nucléaire. Elle avait en particulier pour but d'examiner l'évolution de l'organisation du site en matière de transport de combustible. Le dossier plan qualité du transport en cours de préparation a été examiné, ainsi que les résultats des derniers contrôles périodiques de la zone de transbordement vers le wagon et du raccordement embranchement SNCF. Une visite dans la zone du bâtiment combustibles du réacteur 2 a eu lieu.

**Fontenay-aux-Roses (Hauts-de-Seine) – Centre d'Etudes Nucléaires du CEA**

L'**inspection** du 18 mai avait pour objectif de vérifier la conformité d'une part des transports de matières radioactives réalisées sur la voie publique en colis de type B par l'exploitant, à la réglementation, d'autre part des transports internes au site, au référentiel propre au CEA.

**Gonesse (Val-d'Oise) – Société STSI**

L'**inspection** du 4 mai avait pour objet le contrôle de l'activité de transport de matières radioactives par route effectué par la société STSI. L'organisation de la société en vue d'assurer le respect de ses obligations réglementaires de transporteur a été examinée.

**Le Barp (Gironde) – CEA/CESTA**

Cette visite avait pour but de vérifier les conditions dans lesquelles sont menées par le CEA/DAM/CESTA les études de simulation par calculs permettant de compléter le dossier de sûreté de l'emballage IL47 pour lequel une demande d'arrangement spécial et une demande de prorogation d'agrément ont été déposées.

**Liège (Belgique) – Ateliers de fabrication de la Meuse**

L'**inspection** du 25 mai a été consacrée à la surveillance de la fabrication de l'emballage de transport et d'entreposage de combustibles irradiés TN 24 XLH. L'inspection a permis d'examiner l'architecture documentaire du dossier de fabrication et les fabrications en cours. L'Autorité compétente belge participait à cette visite.

**Marcoule (Gard) – Atelier de maintenance des emballages de transport des combustibles (AMEC 3)**

L'**inspection** du 15 juin a porté sur l'organisation mise en place pour la maintenance (en particulier la maintenance périodique) des emballages de transport de matières radioactives utilisés par le CEA en tant qu'expéditeur. Les inspecteurs ont porté une attention particulière à la cohérence des dossiers tech-



niques de maintenance avec les dispositions réglementaires, notamment celles fixées par les agréments des modèles de colis. Enfin, ils ont procédé à une visite de l'atelier et des zones d'entreposage associées.

#### **Nogent-sur-Seine (Aube) – Centrale EDF**

L'**inspection** du 29 juin avait pour objet essentiel d'examiner les évolutions apportées par le site depuis la visite du 16 juillet 1998 à l'expédition des combustibles irradiés. Les inspecteurs ont examiné l'organisation du site, les modalités de contrôle radiologique des emballages aux différentes étapes de la constitution des expéditions, des matériels et outillages utilisés ainsi que des locaux concernés. Ils ont procédé à la visite du local dans lequel est réalisé le chargement de l'emballage (chargement des assemblages combustibles). Ils ont assisté à une phase d'évacuation d'un assemblage, depuis son stockage dans la piscine du combustible jusqu'à sa mise en place dans l'emballage de transport.

#### **Paris (Ile-de-France) – Société Transnucléaire**

L'**inspection** du 31 mai 1999 était consacrée à l'examen des conditions d'émission et de transmission vers les clients et expéditeurs des fiches d'écarts internes et de non-conformités survenant lors des transports commissionnés par la société Transnucléaire.

#### **– Les visites techniques**

##### **Société Air France Cargo à Roissy (Val-d'Oise – 95)**

Le 20 mai a eu lieu à l'aéroport de Roissy-CDG une réunion avec la société Air France Cargo consacrée à l'organisation mise en place au sein de la compagnie, concernant les transports de matières radioactives et fissiles à usage civil. Cette réunion, suivie d'une visite de la nouvelle gare de tri G1XL, s'est déroulée en présence des responsables de la mission matières dangereuses de la Direction générale de l'aviation civile (DGAC/SFACT) et des contrôleurs techniques d'exploitation de la Direction de l'aviation civile (DAC/Nord).

#### **Dampierre-en-Burly (Loiret)**

Le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN) s'est réuni le 24 juin 1999 au Centre nucléaire de production d'électricité d'EDF de Dampierre-en-Burly. Un projet d'application de l'échelle INES aux incidents et accidents de transport a été présenté aux membres du CSSIN.

#### **– Les incidents**

##### **Accidents de manutention**

4 accidents de manutention à l'aéroport d'Orly ont concerné des colis de type A en provenance de la société CIS Bio (Essonne). A chaque fois, le colis a été abîmé mais il n'y a eu aucune conséquence radiologique. Les colis ont été rapatriés vers les locaux de CIS Bio.

##### **Anomalies de serrage des vis de couvercle ou de capot d'emballage de transport**

EDF a déclaré le 2 juin, à la demande de l'Autorité de sûreté nucléaire, un incident relatif à un transport de combustibles irradiés parti de la centrale du Bugey le 8 février 1999. Lors du déchargement de l'emballage dans les piscines de l'établissement COGEMA de La Hague le 18 février, il a été constaté que les vis du couvercle du conteneur n'étaient pas serrées à la valeur requise.

Alertée à l'occasion des travaux sur l'application de l'échelle INES aux transports et sur les modalités de déclaration des incidents, l'Autorité de sûreté a procédé le 28 mai à une inspection de la centrale du Bugey (Ain) au cours de laquelle les inspecteurs ont constaté que :

- l'anomalie a été relevée lors du déchargement de l'emballage le 18 février dans les piscines de l'établissement COGEMA de La Hague ;
- EDF a été informée le 19 mars, par le transporteur Transnucléaire, d'un problème de serrage des vis du couvercle de l'emballage ;
- cette anomalie concernait 18 vis dévissables à la main et 22 vis présentant un couple de desserrage de 50 Nm (newtons-mètres) au

lieu de 700 Nm requis par le rapport de sûreté de l'emballage.

Cet incident n'a eu aucune conséquence pour la population et l'environnement car le conteneur est resté en dépression et le confinement était donc assuré.

L'Autorité de sûreté a demandé à EDF de déclarer cet incident en raison du non-respect d'une exigence figurant dans le certificat d'agrément de l'emballage : le serrage des vis est en effet un élément de la démonstration du maintien du confinement en conditions accidentelles sévères.

En outre, l'Autorité de sûreté a demandé à EDF :

- de s'expliquer sur les conditions dans lesquelles un serrage correct des vis des conteneurs n'a pas été assuré ;
- d'évaluer précisément les conséquences possibles d'une telle anomalie en cas d'accident de transport (chute et incendie) ;
- d'effectuer sur tous les conteneurs des contrôles supplémentaires portant sur le serrage des vis du couvercle.

Cet incident n'est pas classé sur l'échelle INES, dont l'application aux incidents et accidents de transport n'a été décidée qu'après l'avis du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires (CSSIN), le 24 juin.

Ce texte a fait l'objet d'un communiqué de presse de la DSIN, le 3 juin.

Le 15 juin, EDF a déclaré un incident concernant aussi le serrage des vis de couvercle, mais de gravité moindre. Le 10 juin, à COGEMA La Hague, lors du déchargement d'un emballage TN 12/2 en provenance de la centrale EDF de Dampierre, il a en effet été constaté que 6 vis de la couronne du bouchon de la cavité de l'emballage n'étaient pas serrées à la valeur requise.

Ces incidents n'ont eu aucune conséquence pour la population et l'environnement car le conteneur était resté en dépression et le confinement était donc assuré. L'Autorité de sûreté a demandé à EDF de déclarer ces incidents en raison du non-respect d'une exigence figurant dans le certificat d'agrément de l'emballage : le serrage des vis est en effet un élément de la démonstration du maintien du confinement en conditions accidentelles sévères.

Lors de l'inspection menée le 31 mai par l'Autorité de sûreté chez la société Transnucléaire, il est apparu que ce problème de serrage des vis concernait également, à des degrés de gravité moindres, d'autres expéditeurs, tels que d'autres centrales EDF, COGEMA La Hague, le CEA.

De manière générale, la DSIN a donc demandé à ces différents expéditeurs, ainsi qu'à la société BNFL, de lui déclarer tous les événements ayant affecté leurs transports depuis le mois de juin 1997, date à laquelle la DSIN a eu en charge le contrôle de la sûreté des transports de matières radioactives et fissiles à usage civil.

### **Accidents survenus au cours du transport**

Le 14 mai, une camionnette de la société de transport TransRoute Santé (TRS), livrant des colis de produits radioactifs notamment pour le compte des sociétés CIS Bio, Mallinckrodt et Nordion, dans des services de médecine nucléaire, a perdu à deux reprises deux colis (deux dans l'enceinte d'un hôpital, deux sur la voie publique), à cause d'une porte du véhicule mal fermée. Il s'agissait de colis de type A. Les quatre colis endommagés ont été récupérés par le chauffeur, et livrés dans leur état à leurs destinataires. Le transporteur n'a pas averti les expéditeurs des colis, qui n'ont appris l'accident que par l'intermédiaire des destinataires. Cet accident n'a pas eu de conséquences radiologiques, les produits n'ayant pas perdu leur confinement.

Le 2 juin, une camionnette de la société TransRoute Santé livrant des colis de produits radioactifs notamment pour le compte de la société CIS Bio, dans des services de médecine nucléaire, a heurté un muret de séparation à proximité de la rocade Est sortie Montgolfier, à côté de la zone industrielle de Chassieu (69). Le chauffeur a rapatrié le véhicule chargé à l'agence de Taxicolis qu'il venait de quitter. Les trois colis endommagés ont été déchargés, isolés, contrôlés, et renvoyés à leur expéditeur. Aucun des colis n'a perdu son confinement. Cet accident n'a pas eu de conséquences radiologiques.

Le 8 juin, un wagon en provenance de la centrale EDF de Saint-Alban et chargé de 11 coques de transport de déchets à destination

du Centre de stockage de l'Aube est arrivé endommagé sur le terminal ferroviaire de Brienne-le-Château. Le plancher était décalé vers l'avant, certaines lames en bois étaient cassées, les éléments de calage étaient tordus et certaines cales en bois étaient endommagées. Les colis ne comportaient aucune trace de choc. Des investigations sont en cours afin de déterminer les causes de ces endommagements du convoi.

Le 24 juin, un camion de la société Dangexpress transportant notamment deux colis de produits radioactifs en provenance de la société CIS Bio a été percuté par un véhicule léger sur l'autoroute A7, entre Avignon et Cavaillon. L'arrimage des colis a assuré sa fonction, et aucun dommage aux colis n'a été constaté. Cet accident n'a eu aucune conséquence radiologique. Les colis ont été transférés dans un autre véhicule, qui a pu les acheminer vers leur destination finale.

#### **Anomalie de chargement**

Le 10 juin, lors de la réception à la Base chaude opérationnelle du Tricastin d'un transport d'outillages contaminés en provenance de la centrale EDF de Paluel, il a été constaté que les portes de l'emballage étaient déformées et légèrement entrouvertes. Cet incident a eu pour conséquence un défaut partiel de l'intégrité de l'emballage avec maintien de la cargaison dans l'emballage. Il a pour origine l'absence d'arrimage des colis et du transpalette contenu dans l'emballage. A la demande de l'Autorité de sûreté, EDF a déclaré l'événement en incident.

#### **Dépassements de seuils réglementaires**

Quatre cas de détection de contamination de convoi ont été déclarés à la DSIN :

- le 18 mai, détection à la centrale EDF de Flamanville d'un point de contamination de l'ordre de 40 Bq/cm<sup>2</sup> dans un camion vide en provenance de la centrale EDF de Paluel ;
- le 10 juin, détection au terminal ferroviaire de Saint-Valery-en-Caux d'un point de contamination de 20 Bq/cm<sup>2</sup> sur la remorque de transport routier d'un emballage de combustibles irradiés en provenance de la centrale EDF de Paluel ;
- le 18 juin, détection à la centrale EDF de Dampierre d'un point de contamination de

80 Bq/cm<sup>2</sup> dans la lèchefrite du wagon de transport d'un emballage TN 12/2 vide, en provenance de COGEMA La Hague ;

- le 25 juin, détection à Valognes d'une contamination de 7,4 Bq/cm<sup>2</sup> dans la lèchefrite du wagon de transport d'un emballage TN 12/1 chargé, en provenance de la centrale EDF du Bugey.

Le 12 juin 1999 la centrale EDF de Flamanville a relevé une non-conformité lors des contrôles effectués à l'arrivée d'un camion transportant un conteneur de matériels radioactifs en provenance de la centrale EDF de Saint-Laurent-des-Eaux. Un débit de dose de 2,5 mSv/h a été mesuré au contact du véhicule, pour une limite réglementaire fixée à 2 mSv/h en tout point des surfaces externes du véhicule.

Le conteneur contenait des matériels destinés à la maintenance des réacteurs. Les limites réglementaires d'irradiation imposées au conteneur lui-même étaient satisfaites. En revanche, les limites réglementaires au contact de la surface externe du véhicule une fois le conteneur chargé étaient dépassées en une zone localisée d'une surface inférieure à 1 m<sup>2</sup>. Ce dépassement n'a pas été identifié par l'exploitant au départ de Saint-Laurent.

Cet incident n'a eu aucune conséquence pour les personnes car les contrôles effectués à 2 mètres et dans la cabine du camion étaient conformes à la réglementation.

Le 23 juin, à la centrale EDF du Tricastin, une contamination de 1200 Bq/cm<sup>2</sup> a été détectée sur une remorque ayant servi au transport de colis d'assemblages combustibles neufs en provenance de l'usine belge de FBFC de Dessel.

#### **- Autres événements**

Port de Diélette (Manche - 50)

La Direction de la sûreté des installations nucléaires, l'Office de protection contre les rayonnements ionisants en liaison avec les inspecteurs de la Direction départementale de l'équipement de la Manche et des forces de l'ordre ont procédé le 31 mai 1999, en sortie du port de Diélette (Manche), au contrôle d'un transport routier, réalisé sous la respon-

sabilité de l'association Greenpeace, d'une citerne contenant environ 1000 litres d'effluents radioactifs. Ces effluents avaient été prélevés, en mer, à l'extrémité de la canalisation de rejets de l'usine COGEMA de La Hague. Après analyse des caractéristiques radiologiques des effluents, il est apparu que leur transport devait se faire dans un colis de type IP 3, selon la réglementation des transports. L'association précitée n'a pas été en mesure de démontrer que la cuve utilisée pour le transport de ces effluents était effectivement de type IP 3.

#### **- La réglementation**

Par délégation du ministre de l'économie, des finances et de l'industrie et de la ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a cosigné avec le directeur général de l'aviation civile le 4 juin 1999 un protocole d'accord relatif à l'organisation administrative concernant l'élaboration, l'ap-

plication et le contrôle des règles relatives au transport par air des matières radioactives et fissiles à usage civil.

Par délégation du ministre de l'économie, des finances et de l'industrie et de la ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a cosigné avec le directeur des transports terrestres le 29 juin 1999 les arrêtés portant agrément du Bureau Véritas et du Groupement des APAVE pour ce qui concerne les citernes destinées au transport des matières dangereuses, et les flexibles.

Par délégation du ministre de l'économie, des finances et de l'industrie et de la ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a signé la décision du 28 juin 1999 relative à la nomination des membres du Groupe permanent chargé d'étudier les aspects techniques de la sûreté du transport des matières radioactives et fissiles à usage civil.

## En bref... France

### **Réunions du Groupe permanent « réacteurs », du Groupe permanent « laboratoires et usines » et du Groupe permanent « déchets »**

Les Groupes permanents chargés des réacteurs nucléaires et des laboratoires et usines se sont réunis, le 5 mai, pour examiner les dispositions retenues par le Commissariat à l'énergie atomique concernant l'organisation de la sûreté et de la radioprotection pour ses installations nucléaires de base ainsi que l'application de l'arrêté qualité du 10 août 1984 à ces installations.

Les Groupes permanents chargés des déchets et des laboratoires et usines se sont réunis conjointement les 12 mai et 1<sup>er</sup> juin pour examiner la gestion des déchets radioactifs au Commissariat à l'énergie atomique.

Le Groupe permanent chargé des installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs s'est réuni le 11 juin 1999 pour se pencher sur le retour d'expérience des premières années d'exploitation du Centre de stockage de l'Aube.

Le Groupe permanent chargé des réacteurs s'est réuni le 17 juin, en préparation d'une réunion élargie à des experts allemands, pour continuer l'examen des options de sûreté du réacteur du futur EPR : accidents graves, fonction confinement, conception des systèmes et étude des accidents.

### **Réunion de la CLI du Blayais**

L'assemblée générale de la CLI du Blayais s'est réunie le 28 mai. A cette occasion, une présentation du bilan 1998 de l'activité de la Division des installations nucléaires de la DRIRE a été faite. En outre, certains sujets d'actualité ont été abordés (fuite des pompes primaires, pollution en tritium des réacteurs 3 et 4, défaut constaté sur la cuve du réacteur 1 de Tricastin).

### **Réunions au sein de la CLI de Cadarache**

Le sous-groupe « communication » s'est réuni le 28 mai et le 14 juin 99 à Cadarache.

### **Réunion de la CLI de Chooz**

La Commission locale d'information sur la centrale de Chooz s'est réunie le 23 juin sur l'ordre du jour suivant :

- compte rendu d'activité 1998 de la centrale et situation des installations ;
- traitement préventif contre la prolifération des amibes en Meuse et suivi ;
- évolution du plan particulier d'intervention des pouvoirs publics et plans d'action communaux ;
- bilan 1998 des activités de contrôle de la DRIRE Champagne-Ardenne sur le site nucléaire
- projet d'action de la CLI.

### **Réunion de la CLI de Civaux**

Une réunion de l'assemblée générale de la CLI de Civaux s'est tenue le 16 juin, au cours de laquelle a été abordé le problème posé par la présence d'amibes dans les rejets liquides de la centrale.

### **Réunion de la CLI de Dampierre**

La Commission locale d'information s'est réunie le 23 juin. L'ordre du jour était consacré notamment aux sujets suivants :

- présentation du bilan 1998 et des perspectives 1999 par l'exploitant ;
- présentation du contrôle de la sûreté des installations en 1998 et depuis début 1999 par la DRIRE ;
- nouveau traitement à la monochloramine pour lutter contre la prolifération d'amibes dans les circuits de refroidissement ;
- bilan de l'exercice de crise du 26 novembre 1998.

### Réunions de la CLI du Gard (Marcoule)

La Commission locale d'information (CLI) du Gard s'est réunie en assemblée générale le 21 juin 99 sous la présidence de Monsieur Vidal, conseiller général.

Au cours de cette réunion, les exploitants du site ont présenté leur bilan annuel 1998 et la DRIRE a exposé les contrôles réalisés en 1998 sur la sûreté des installations et a présenté les nouvelles tâches transférées de la DSIN à la DRIRE.

Le CEA a exposé l'état d'avancement du dossier entreposage de très longue durée (axe 3 de la loi du 30 décembre 1991).



Site de Marcoule

### Réunion de la CLI de Gravelines

La Commission locale d'information de Gravelines s'est réunie le 24 juin. Cette séance plénière a été l'occasion de :

- faire un point d'étape sur les engagements pris lors de la réunion précédente (emploi jeunes, budget de la CLI) ;

- présenter les travaux de chaque sous-commission :

• « technique » (cette sous-commission s'est réunie le 8 juin) :

- étanchéité des enceintes 900 MW,

- prélèvements d'échantillons en présence de membres de la sous-commission en bord de mer et en pleine mer en raison de la présence à l'état de traces de plutonium sur le littoral. Une étude précédente a permis de s'assurer que le CNPE de Gravelines n'était pas à l'origine de cette présence de plutonium. Cette nouvelle étude a pour objet de vérifier s'il n'y a pas une possibilité de concentration dans les poissons et crustacés ;

• « sécurité des populations » (cette sous-commission s'est réunie le 11 mai) :

- déplacement, dans les Ardennes, pour observer, au cours d'exercices communaux, la mise en place des plans communaux d'ac-

tions (PCA) et étude pour une transposition dans les communes du littoral.

### Réunion de la CLI de Nogent-sur-Seine

La Commission locale d'information sur la centrale de Nogent s'est réunie le 5 mai dans les locaux de la commune du Plessis-Mériot. La CLI a examiné les points suivants :

- bilan d'activité 1998 de la CLI ;
- bilan d'activité 1998 de la centrale et situation des installations ;
- bilan 1998 des activités de contrôle de la DRIRE Champagne-Ardenne sur le site nucléaire ;
- projet de traitement contre la prolifération des amibes en Seine ;
- exercice national de crise du 14 octobre 1999 sur le site de Nogent ;
- projet d'action 1999 de la CLI.

### Réunion du bureau de la CLI de Paluel/Penly

Le bureau de la Commission locale d'information sur les centrales nucléaires de Paluel et Penly s'est réuni le 23 juin. L'ordre du jour portait sur :

- la préparation de l'assemblée plénière ;
- le point sur les actes du colloque « facteur humain » ;
- la définition du sommaire de la lettre d'information n° 4 ;
- les projets d'actions de la commission pour l'an 2000.



Centrale de Paluel

### Réunion de la CLE de Romans-sur-Isère

La Commission locale d'environnement du site s'est réunie le 21 mai. L'exploitant a présenté les résultats de la surveillance de l'environnement du site. L'Autorité de sûreté a fait état de l'avancement de la procédure réglementaire en cours pour les nouvelles autorisations de rejets d'effluents, en particulier les options principales retenues dans le projet d'arrêt.

### Réunion de la CLI de Saclay

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie en session plénière le 28 juin. Les différents groupes de travail ont présenté les résultats des premiers mois de réflexion, notamment leurs objectifs et les actions qui seront mises en œuvre.

### Réunion de la CLI de Soulaines

L'ANDRA a présenté le 6 mai à la Commission locale d'information sur le Centre de Soulaines le bilan d'activité 1998 du Centre. Elle a informé la CLI de sa recherche d'un site dans la région de Soulaines pour le stockage de déchets très faiblement radioactifs.

### Réunion de la CLI de Saint-Laurent-des-Eaux

La Commission locale d'information s'est réunie le 28 juin. L'ordre du jour était consacré à la présentation des dossiers suivants :

- le renouvellement des autorisations de prise d'eau et de rejets d'effluents radioactifs et non radioactifs liquides et gazeux ;
- l'assainissement du terminal ferroviaire de La Ferté-Saint-Aubin.

### Réunion de la Commission d'information auprès des grands équipements énergétiques du Tricastin (CIGEET)

Une réunion de la Commission d'information auprès des grands équipements énergétiques du Tricastin (CIGEET) s'est tenue le 25 juin. Les sujets suivants ont été abordés :

- actualité sur le site depuis la dernière CIGEET ;
- présentation de la cassette vidéo « Le Maire face au risque nucléaire » ;

- bilan de la visite décennale sur le réacteur n° 1 ;
- bilan de l'exercice de crise effectué le 20 mai ;
- état d'avancement de la procédure de renouvellement des autorisations de prélèvement et de rejet d'effluents des usines du site.

### Réunion en préfecture de l'Aube

Le représentant du préfet de l'Aube a réuni les services de l'Etat les 18, 31 mai et 14 juin pour préparer l'exercice national de crise du 14 octobre avec la centrale de Nogent-sur-Seine. Ces réunions devaient en particulier permettre la définition des conditions de déroulement local de cet exercice, et notamment l'évacuation de la commune de La Saulsotte, proche du site nucléaire.

### Réunion en préfecture des Ardennes

EDF a présenté le 21 mai aux représentants de l'Etat les modalités de traitement de ses circuits de refroidissement contre la prolifération d'amibes pathogènes et les conséquences sur les rejets d'effluents dans la Meuse.

Le représentant du préfet des Ardennes a réuni les services de l'Etat le 8 juin pour engager la refonte du plan particulier d'intervention des pouvoirs publics sur la centrale de Chooz.

### Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pressions

La Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression s'est réunie à trois reprises dans la période de mai à juin 1999. La répartition des séances et des sujets a été la suivante :

- Lors de la séance du 19 mai, l'examen a porté sur les sujets ci-après :
- l'impact, sur les visites périodiques des appareils à pression réglementés, de l'allongement des cycles de fonctionnement des réacteurs de Fessenheim et du Bugey. Les points principaux analysés ont concerné certains appareils à pression importants pour la sûreté connectés au circuit primaire principal

ainsi que les faisceaux tubulaires des générateurs de vapeur qui font déjà l'objet d'un suivi particulier ;

- la demande de report de la première visite complète du réacteur 1 de Chooz, formulée par l'exploitant, compte tenu principalement des multiples arrêts fortuits subis par ce réacteur depuis son premier démarrage. Il a été répondu favorablement à cette demande ;

- l'information sur les dernières évolutions de la circulaire d'application du projet d'arrêté devant réglementer l'exploitation des circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs à eau pressurisée.

– Lors de la séance du 22 juin, il a été analysés d'une part le problème général de la tenue en service des cuves des réacteurs du palier 900 MWe et d'autre part le cas particulier de la cuve du réacteur Tricastin 1 dont le contrôle réalisé lors de la deuxième visite décennale a révélé une douzaine de défauts allant jusqu'à 10 mm de profondeur sous le revêtement intérieur en acier inoxydable.

La problématique technique du cas des cuves a été présentée dans le précédent numéro de la revue Contrôle (n° 129) au sein du dossier sur le vieillissement des installations nucléaires (article « Cuve : de progrès en surprises »).

En ce qui concerne le cas général des cuves du palier 900 MWe, la SPN a conclu que la démarche présentée par EDF permet d'avoir, sous réserve de résultats probants à l'issue des contrôles lors des visites décennales, des assurances sur la tenue des cuves sous l'effet du vieillissement par irradiation jusqu'à 30 ans. Elle a demandé des études complémentaires pour pouvoir se prononcer au-delà de cette échéance, en particulier sur certains aspects du dossier relatif au matériau.

Pour le cas de Tricastin 1, les défauts ont été identifiés comme des défauts issus de conditions métallurgiques et de réalisation défavorables lors de la fabrication (opération de revêtement). Compte tenu des caractéristiques propres à la cuve de Tricastin 1 et de la localisation des défauts, ceux-ci ne posent pas de problème de sûreté à court ou moyen terme.

La SPN a recommandé que soient effectuées pour ce réacteur les actions suivantes :

- la mise en place d'une consigne de conduite visant à éviter de se rapprocher de la température minimale autorisée de l'eau injectée en cas d'accident. Cela permet ainsi de limiter l'ampleur des sollicitations thermiques auxquelles la cuve pourrait être soumise en cas d'accident ;

- une nouvelle inspection de la cuve dans un délai de 5 ans maximum contre 10 ans habituellement, afin de confirmer que ces défauts n'évoluent pas.

Les cuves dont les zones sous revêtement des viroles n'ont pas été intégralement contrôlées en exploitation (situation analogue à celle de Tricastin 1 avant sa deuxième visite décennale) le seront d'ici fin 2000.

Lors de la séance du 28 juin, ont été examinés :

- l'ultime version, avant consultation de la CIINB, des projet d'arrêté et de circulaire devant réglementer l'exploitation des circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs à eau pressurisée. Les quelques modifications apportées à la suite de la séance soldent les discussions techniques relatives à ce projet de texte ;

- l'impact sur les cuves de transitoires potentiels identifiées comme des surpressions à froid. En accord avec la position du Groupe permanent réacteurs sur la sûreté des états d'arrêt, la SPN a recommandé d'exclure par toutes les mesures possibles ce type d'événement ;

- les évolutions dans le domaine de la comptabilisation des situations. Sur une centrale nucléaire, cette activité consiste à dénombrer et enregistrer au fur et à mesure du fonctionnement de la centrale les sollicitations subies par le circuit primaire principal et à les classer selon leur impact. A compter des deuxièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, EDF envisage d'installer, après une action de « mise à niveau » du passif, un système dénommé SYSFAC, qui agit de manière plus automatique. La SPN a considéré comme une amélioration globale la mise à niveau et le système SYSFAC sous réserve d'une mise au point à poursuivre. En revanche, elle a estimé que le « fatigue-mètre » développé en parallèle n'est pas encore suffisamment validé pour être mis en œuvre.



### Exercice de crise nucléaire sur le site de Cadarache

Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le 12 mai 1999 sur le Centre d'études nucléaires de Cadarache. Cet exercice a permis de tester l'organisation que mettraient en place le CEA et les pouvoirs publics afin de faire face à un accident nucléaire.

L'exercice, qui s'est joué de 8 h 30 à 17 h 30 environ, a mobilisé principalement les équipes de crise :

- de la préfecture du département des Bouches-du-Rhône. Le poste de commandement fixe (PCF) a été mis en place à la préfecture et a regroupé les principaux services de l'Etat (pompiers, gendarmerie, DRIRE, DDE, DDASS...) ainsi que des représentants de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) du ministère de l'intérieur. Un poste de commandement opérationnel (PCO) a été activé à Jouques ;

- des préfectures des départements des Alpes-de-Haute-Provence, du Var et du Vaucluse, qui ont activé leurs cellules de crise ;

- du Haut Commissaire à l'énergie atomique, Autorité de sûreté responsable du contrôle des installations nucléaires de base classées secrètes (INB-S) ;

- de la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) et de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) de la région Provence-Alpes-Côte d'Azur ;

- de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire, appui technique des autorités de sûreté (IPSN) ;

- du CEA, au niveau national et sur le site de Cadarache ;

- de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), qui a mis en place un centre de crise dans ses locaux du Vésinet.

Cet exercice ne prévoyait pas la participation effective de la population.

La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice concernait une INB-S du site de Cadarache : le réacteur de nouvelle génération (RNG) de Technicatome. Ce scénario comprenait plusieurs défaillances successives sur le RNG. Il a notamment débuté par une rupture de tube de générateur de

vapeur. Compte tenu des risques potentiels pour la population, le préfet a déclenché le plan particulier d'intervention (PPI). En outre, le CEA de Cadarache a déclenché, de façon fictive, les sirènes du PPI invitant les populations voisines du site à se mettre à l'abri dans un rayon de 5 km.

L'incident simulé a conduit à des rejets limités dans l'environnement et ne nécessitant pas de mesures complémentaires de protection des populations. Le refroidissement du cœur du réacteur a pu être assuré grâce aux circuits de secours, permettant le retour à une situation normale d'arrêt.

La situation aurait conduit à classer cet incident au niveau 4 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES), qui compte 7 niveaux.

Une réunion d'évaluation générale de l'exercice réunissant l'ensemble des représentants des différents acteurs de l'exercice a eu lieu le 6 juillet 1999 dans les locaux de la DSIN à Paris.

### Exercice de crise nucléaire sur le site de Fessenheim

Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le 15 juin 1999 sur la centrale nucléaire de Fessenheim. Cet exercice a permis de tester l'organisation que mettraient en place EDF et les pouvoirs publics afin de faire face à un accident nucléaire.

L'exercice, qui s'est joué de 7 h à 22 h environ, a mobilisé principalement les équipes de crise :

- de la préfecture du département du Haut-Rhin. Le poste de commandement fixe (PCF) a été mis en place à la préfecture de Colmar et a regroupé les principaux services de l'Etat (pompiers, gendarmerie, DRIRE, DDE, DDASS...) ainsi que des représentants de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) du ministère de l'intérieur. Un poste de commandement opérationnel (PCO) a été activé sur le terrain ;

- de la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), de son appui technique l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), et de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) de la région Alsace ;

- d'EDF, au niveau national et sur le site de Fessenheim ;
- de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), qui a mis en place un centre de crise dans ses locaux du Vésinet.



Centrale de Fessenheim

Cet exercice ne prévoyait pas la participation effective de la population. Il a duré une quinzaine d'heures et a permis de tester la relève des équipes présentes au sein des cellules de crise.

L'exercice a également permis de tester les modalités d'échanges d'information entre la préfecture de Colmar et le Regierungspräsidium de Fribourg (Allemagne). La DSIN a, de son côté, expérimenté une procédure d'information de ses homologues suisses (HSK et Centrale d'alarme de Zürich).

La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice reposait sur une rupture de tube de générateur de vapeur. Des rejets radioactifs faibles ont eu lieu dans l'environnement sans toutefois nécessiter de mesures de protection des populations. L'exercice a permis en particulier de tester la réalisation de mesures de radioactivité dans l'environnement par des équipes de l'exploitant EDF, des pompiers, de l'OPRI et du CEA. Ces mesures ont permis de vérifier l'importance et l'impact des rejets radioactifs. En outre, l'exercice a permis d'aborder l'articulation entre la phase d'urgence de la crise et la phase de gestion post-accidentelle de l'événement.

La situation aurait conduit à classer cet incident au niveau 3 de l'échelle internationale

des événements nucléaires (INES), qui compte 7 niveaux.

Une réunion d'évaluation générale de l'exercice réunissant l'ensemble des représentants des différents acteurs de l'exercice aura lieu prochainement dans les locaux de la DSIN à Paris.

### **Exercice de crise nucléaire sur le site du Tricastin**

Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le 20 mai 1999 sur la centrale nucléaire du Tricastin. Cet exercice a permis de tester l'organisation que mettraient en place EDF et les pouvoirs publics afin de faire face à un accident nucléaire.

L'exercice, qui s'est joué de 7 h 30 à 16 h 30 environ, a mobilisé principalement les équipes de crise :

- de la préfecture du département de la Drôme. Le poste de commandement fixe (PCF) a été mis en place à la préfecture de Valence et a regroupé les principaux services de l'Etat (pompiers, gendarmerie, DRIRE, DDE, DDASS...) ainsi que des représentants de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) du ministère de l'Intérieur ;
- des préfectures des départements de l'Ardèche, du Gard et de Vaucluse, qui ont activé leurs cellules de crise ;
- de la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), de son appui technique l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), et de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) de la région Rhône-Alpes ;
- d'EDF, au niveau national et sur le site du Tricastin ;
- de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), qui a mis en place un centre de crise dans ses locaux du Vésinet.

Cet exercice ne prévoyait pas la participation effective de la population.

La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice comprenait plusieurs défaillances successives sur le réacteur nucléaire fictif numéro 5 de la centrale du Tricastin. Le scénario a débuté par la perte des moyens externes d'alimentation en eau permettant le refroidissement du cœur du

réacteur. De nouvelles défaillances, dont l'apparition d'une brèche sur le circuit primaire du réacteur, ont entraîné un risque de fusion du cœur du réacteur. A titre de précaution, la DSIN a recommandé au Préfet de procéder à la mise à l'abri des populations dans un rayon de 2 km autour du site.

Des moyens d'injection d'eau ont pu être mis en service dans l'après-midi avant le début du découverture du cœur, permettant ainsi de compenser la perte d'eau du circuit primaire et d'assurer un refroidissement correct du

cœur. Les mesures de protection de la population ont pu être levées en conséquence.

La situation aurait conduit à classer cet incident au niveau 3 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES), qui compte 7 niveaux.

Une réunion d'évaluation générale de l'exercice réunissant l'ensemble des représentants des différents acteurs de l'exercice aura lieu prochainement dans les locaux de la DSIN à Paris.



Centrale du Tricastin

# Relations internationales

## Nomination d'experts étrangers dans des groupes techniques français

Plusieurs nominations d'experts étrangers dans des groupes techniques français sont récemment intervenues.

Un expert belge d'AVN, M. Roussel, et un expert allemand de GRS, M. Schulz, ont été nommés membres de la Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression.

Par ailleurs, le Groupe permanent chargé des installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs comporte désormais un expert espagnol du CSN, M. Gil.

Enfin, M. Knecht, HSK (Suisse), M. Young, DETR (Royaume-Uni) et M. Cottens, AFCN (Belgique), ont été nommés membres du Groupe permanent chargé d'étudier les aspects techniques de la sûreté du transport des matières radioactives et fissiles à usage civil.

## Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire

Le Comité pour les activités nucléaires réglementaires (CANR) s'est réuni le 23 juin à Paris. Cette réunion a été précédée, les 21 et 22 juin, par un atelier consacré à l'efficacité des activités réglementaires au cours duquel la NRC a présenté l'organisation qu'elle met en place et qui fait appel aux procédures « risk informed, performance based ».

Par ailleurs, le groupe de travail sur les pratiques en matière d'inspection (WGIP) qui dépend du CANR a tenu sa 17<sup>e</sup> réunion à La Haye du 4 au 6 mai.

## Groupe CONCERT

Le groupe CONCERT s'est réuni du 23 au 25 juin à Neptune en Roumanie, non loin de la centrale nucléaire de Cernavoda équipée d'un réacteur Candu en fonctionnement depuis 1996. L'IPSN a visité ce réacteur. La DSIN et l'IPSN ont participé à la réunion au cours de laquelle des représentants des Autorités de sûreté de l'Est et de l'Ouest ont

présenté leurs système de contrôle réglementaire dans deux domaines en cours de discussion au sein de ce groupe : l'autorisation des modifications sur les installations nucléaires et la préparation aux situations accidentelles. Deux autres sujets ont fait l'objet d'un tour de table : le rôle de l'Autorité de sûreté pour l'information du public et les actions entreprises pour faire face au bogue de l'an 2000. Sur ce dernier sujet, il faut noter une meilleure prise de conscience du problème et la mise en place d'actions concrètes dans les pays d'Europe de l'Est.

## Afrique du Sud

Le Comité directeur de l'accord entre la DSIN et son homologue d'Afrique du Sud (CNS) s'est réuni du 2 au 4 juin à Fontenay-aux-Roses. Chaque délégation a présenté la situation du nucléaire dans son pays. Plusieurs thèmes ont été abordés, dont les déchets et les réacteurs. Les deux parties sont convenues de hiérarchiser les domaines de coopération potentielle parmi ceux qui ont été sélectionnés.

## Allemagne

La Commission franco-allemande pour les questions de sûreté des installations nucléaires (DFK) a tenu sa 26<sup>e</sup> réunion plénière les 18 et 19 mai 1999 à Poitiers. Les délégations étaient conduites, pour l'Allemagne, par la Direction chargée de la sûreté nucléaire du ministère fédéral de l'environnement et, pour la France, par le directeur adjoint de la DSIN. Ont également participé à cette réunion, du côté allemand, des représentants des Länder de Bade-Wurtemberg, de Rhénanie-Palatinat et de Sarre, et, du côté français, des représentants de divers services de l'État, nationaux et locaux, ainsi que des experts des deux États.

La Commission a pris connaissance des rapports de ses groupes de travail et a défini les orientations des travaux futurs. Elle continuera à traiter des questions relatives à la sûreté et à la radioprotection des centrales nucléaires frontalières. Les deux délégations ont visité la centrale de Civaux.

Le Comité de direction franco-allemand sur la sûreté nucléaire (DFD) s'est réuni le 27 mai à Paris. Outre un échange d'informations générales, les discussions ont porté en particulier sur les actions d'assistance aux pays d'Europe centrale et orientale et sur les problèmes de contamination des emballages de transport de combustibles irradiés. Sur ce dernier sujet, la DSIN a expliqué la situation française depuis la reprise des transports de combustibles irradiés à l'été 1998. La situation s'est nettement améliorée, mais quelques cas d'emballages contaminés ont encore été détectés.

Le BCCN a réalisé, avec la coopération de l'Autorité de sûreté du Land de Bade-Wurtemberg et du ministère fédéral de l'environnement et de la sûreté nucléaire, une mission d'une semaine à Stuttgart pour examiner la teneur technique et les modalités d'application des codes industriels allemands qui sous-tendent la réalisation et la surveillance en service des circuits sous pression importants pour la sûreté des centrales nucléaires.

**Belgique**

Depuis 1995, le BCCN rencontre régulièrement des représentants de l'Autorité de sûreté belge pour comparer les pratiques dans le domaine du contrôle non destructif des structures. Les 7 et 8 juin, les échanges ont porté sur le contrôle par ultrasons des tubes de générateurs de vapeur, et la qualification des procédés de contrôle en relation avec les prochaines inspections des cuves belges. Enfin une comparaison des programmes de suivi en service des principaux circuits des cen-



Centrale de Tihange (Belgique)

trales a été engagée. Pour la première fois, cette réunion a été l'occasion d'étendre le champ des comparaisons dans d'autres domaines concernant l'intégrité des structures, notamment l'évolution de la réglementation en liaison avec la directive européenne sur les appareils à pression ou certaines applications de la mécanique.

**Chine**

La DSIN et son homologue chinois, l'Administration nationale pour la sûreté nucléaire (ANSN), ont tenu à Paris la réunion annuelle de leur comité directeur le 3 mai. Cette réunion a été l'occasion de faire le bilan des actions de coopération réalisées pendant l'année écoulée et de définir de nouvelles actions pour l'année à venir. Cette réunion a été suivie par une réunion du Comité directeur entre l'IPSN et l'ANSN ainsi que de deux journées d'échanges techniques entre la DSIN, l'IPSN et l'ANSN.

**Corée**

La DSIN et l'Autorité de sûreté coréenne, le MOST (Ministry of Science and Technology), ont tenu le 31 mai à Paris la réunion d'experts prévue dans le cadre de leur accord de coopération. Cette réunion a permis de faire le point des principaux problèmes de sûreté des réacteurs français et coréens. Ont notamment été évoqués à cette réunion les problèmes de fatigue thermique rencontrés sur les réacteurs français du palier N4 et la fuite du générateur de vapeur du réacteur Ulchin 1.

La DSIN a également participé le 2 juin 1999 à Paris au 13<sup>e</sup> Comité nucléaire franco-coréen. Ce Comité réunit les principaux acteurs français et coréens de l'industrie nucléaire et permet de faire le point des diverses actions de collaboration réalisées par ces acteurs dans le cadre des nombreux accords de coopération qui les lient.

**États-Unis d'Amérique**

Deux visites de responsables de haut niveau de la NRC sont à signaler. Tout d'abord, le Commissaire Jeffrey Merrifield a eu un entretien avec le directeur de la sûreté des installations nucléaires ; les deux interlocuteurs

ont souligné le souhait commun d'élargir la coopération au domaine des déchets. Par ailleurs, Malcolm Knapp, directeur-adjoint pour l'efficacité du contrôle, a visité la centrale nucléaire du Bugey avec un représentant de la DSIN. Il a confirmé la volonté d'élargir la coopération entre la DSIN et la NRC à d'autres sujets que les réacteurs. Il est envisagé d'inviter une délégation de la NRC pour suivre un exercice de crise.

### **Italie**

A la demande de l'ANPA, la DSIN a organisé une réunion technique concernant le projet italien de vitrification de déchets en utilisant la technologie du creuset froid. Les analogies entre le procédé utilisé à La Hague et celui projeté par les Italiens ont été étudiées. Les domaines d'une éventuelle coopération ont été définis.

### **Japon**

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a reçu le président de NUPEC à l'occasion d'une visite en France.

### **Maroc**

Une délégation constituée par la DSIN et l'IPSN s'est rendue à Rabat les 9 et 10 juin 1999. Cette visite a permis de faire le point sur la réalisation du projet du Centre de la Mâamora. Ce Centre sera constitué d'un réacteur de recherche TRIGA II construit par General Atomics et d'un ensemble d'unités construit par un groupement d'entreprises dirigé par Technicatome. La délégation française a rencontré des représentants du ministère de l'énergie et des mines du Maroc, qui est l'Autorité de sûreté dans ce pays, pour définir les futures actions de collaboration entre les deux pays.

### **République Tchèque**

Dans le cadre du programme RAMG, la DSIN s'est rendue à Prague en compagnie d'un représentant de l'Autorité de sûreté finlandaise, du 10 au 12 mai, pour examiner les progrès réalisés par l'Autorité tchèque en matière de textes réglementaires. Le cadre réglementaire paraît complet mais des

recommandations ont été formulées, à la demande de l'Autorité tchèque, pour en améliorer la structure, lors de sa prochaine refonte, envisagée dans le cadre de l'accession de ce pays à l'Union Européenne.

La réunion de clôture du programme RAMG, qui prend fin en juillet 1999 et auquel participent la Finlande et le Royaume-Uni, s'est tenue à Bratislava, à la suite de la réunion de coordination du programme RAMG en faveur de la Slovaquie, auquel participent aussi ces deux partenaires de l'Union Européenne. Pour les programmes futurs, tchèque et slovaque, certaines actions seront conduites en commun. Les économies réalisées devraient permettre une augmentation de l'assistance en faveur de la République Tchèque.

### **Royaume-Uni**

Dans le cadre des échanges réguliers entre les Autorités de sûreté française et britannique, la Division nucléaire de la DRIRE Nord - Pas-de-Calais a reçu un inspecteur britannique chargé du suivi du réacteur à eau sous pression de Sizewell B. Cette rencontre a eu pour but de présenter, en particulier, les actions de la DRIRE lors d'un arrêt de tranche. L'inspecteur britannique a pu participer à la réalisation de trois demi-journées de visites de chantier effectuées par la DRIRE. De même, il a assisté, d'une part, à l'inspection relative au « respect des engagements » du 23 juin et décrite dans la rubrique « Les installations - Site de Gravelines, » et, d'autre part, à la séance plénière de la Commission locale d'information de Gravelines du 24 juin dont un résumé figure dans la rubrique « En bref... France ».

### **Slovaquie**

Dans le cadre du programme RAMG, la DSIN s'est rendue à Bratislava, du 31 mai au 4 juin, afin d'examiner, avec l'aide de la Finlande, l'organisation nationale de crise en Slovaquie. A la demande de l'Autorité slovaque, des recommandations ont été formulées sur les échanges d'information entre le centre de crise de l'Autorité de sûreté et la Commission nationale de crise pour les accidents radiologiques, qui détient le pouvoir de décision en cas de crise nucléaire en Slovaquie.

**Suède**

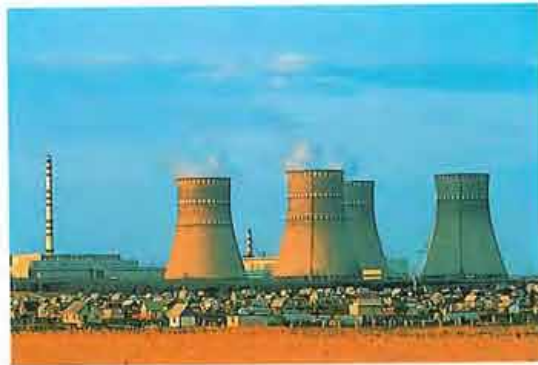
Un membre de la DSIN s'est rendu à Stockholm du 13 au 17 juin pour assister au symposium VALDOR (VALues in Decisions On Risks). Ce symposium traitait du problème de la prise de décision sur des projets controversés, de la transparence de l'évaluation des risques et de la transparence de la prise de décision. Le sujet technique support du symposium était le stockage des déchets radioactifs.

**Turquie**

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a reçu M. Yalcin, président de l'Autorité de sûreté turque (TAEK), à l'occasion d'une visite en France.

**Ukraine**

Le Directeur de la sûreté des installations nucléaires s'est rendu en Ukraine, du 4 au 7 mai, à l'invitation du chef de l'Autorité de sûreté ukrainienne. Les temps forts de ce séjour ont été la visite de l'intérieur du sarcophage qui recouvre le réacteur accidenté de Tchernobyl, et la visite du réacteur n° 4 de la centrale de Rovno, en voie d'achèvement. La visite à Tchernobyl a renforcé la conviction de la DSIN quant à l'intérêt de commencer les premiers travaux de renforcement, pour



Centrale de Rovno (Ukraine)

obtenir rapidement le retour d'expérience nécessaire à l'évaluation de la faisabilité du projet d'ensemble. La visite à Rovno a permis de constater l'état d'avancement de la construction du réacteur n° 4.

La DSIN a reçu, du 14 au 18 juin, le chef du Département d'information et des situations d'urgences de l'Autorité de sûreté ukrainienne, qui a observé le déroulement de l'exercice de crise de Fessenheim. Le réalisme des conférences de presse sous pression médiatique simulée a particulièrement retenu son attention. Des discussions se sont poursuivies sur les procédures d'organisation interne de crise. A la demande de l'Autorité de sûreté ukrainienne, la DSIN a formulé quelques recommandations pour améliorer son organisation de crise, tout en tenant compte des moyens limités dont elle dispose.



# Le passage à l'an 2000 sur les installations nucléaires J - 6 mois

L'impact éventuel de l'an 2000 sur la sûreté des installations nucléaires doit être traité avec le plus grand soin, qu'il s'agisse des risques de défaillances d'applications numériques participant au fonctionnement des installations ou des risques de perturbations externes, notamment sur le réseau électrique.

A l'exception des réacteurs d'EDF, l'essentiel des installations nucléaires sera à l'arrêt lors du passage à l'an 2000. Chaque exploitant n'en a pas moins mis en œuvre un programme spécifique d'actions de correction et de prévention. De plus, l'Autorité de sûreté attend de chaque exploitant une démarche de défense en profondeur, visant à se prémunir contre des erreurs résiduelles, qui n'auraient pas été détectées ou corrigées.

Depuis le début de 1999, l'Autorité de sûreté, avec l'appui de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire a suivi en temps réel les actions menées par les exploitants afin de maîtriser le passage à l'an 2000 et en particulier le déroulement des étapes de préparation des installations. A ce jour, l'Autorité de sûreté estime que les différents exploitants ont engagé des programmes qui devraient leur permettre d'être prêts dans des conditions satisfaisantes. Toutefois, compte tenu des délais courts, l'Autorité de sûreté reste attentive à l'exécution de l'ensemble des actions nécessaires sur chaque installation

## Le cas d'EDF

EDF s'est fixé l'objectif de recenser et de traiter tous les systèmes concernés par le passage à l'an 2000 sur ses réacteurs. Le recensement est terminé depuis fin 1998. L'étape suivante, fixée par EDF, a été que chaque correction soit installée sur au moins un site avant le début de juillet 1999. De plus, EDF prévoit d'avoir terminé fin août 1999 l'installation des corrections sur ses centrales. Il est à noter que le système de protection, qui gère des fonctions essentielles pour la sûreté, n'est pas touché.

Par ailleurs, EDF a étudié des dispositions visant à prémunir ses centrales contre des erreurs résiduelles et contre des perturbations sur le réseau électrique. Les actions principales ont été présentées fin juin 1999 à l'Autorité de sûreté. Un dossier va être transmis par EDF, et fera l'objet d'un examen par

l'Autorité de sûreté et son appui technique. Il en est de même des modalités d'un renforcement des organisations de crise lors du passage à l'an 2000.

A la demande de la DSIN, le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs nucléaires effectuera en septembre une revue finale de l'ensemble du dispositif préventif et du dispositif défensif d'EDF. Il examinera par ailleurs le bilan des actions correctives d'EDF qui à cette date devraient être terminées.





### Le cas CEA

Dans le cadre des actions engagées par le CEA pour prévenir des dysfonctionnements tant dans le fonctionnement de ses installations que dans celui de son système de gestion, le CEA a présenté à la DSIN les 30 mars et 24 juin 1999 l'état d'avancement de l'organisation mise en place et des investigations qui se poursuivent.

A cet effet, la démarche du CEA s'appuie sur le concept de défense en profondeur en trois étapes :

- procéder à l'inventaire (actuellement achevé) et au traitement des applications informatiques ;
- élaborer des plans de sauvegarde ;
- mettre en place un dispositif de gestion de crise.

Le CEA a élaboré un guide qui sert, à chaque exploitant d'installation, de support pour l'examen de la sûreté des installations qu'il exploite.

Un plan de sauvegarde relatif à la sûreté des installations ou des Centres d'études du CEA précise notamment pour chaque installation nucléaire de base :

- un état de moindre vulnérabilité ;
- la liste exhaustive des systèmes potentiellement touchés par le passage à l'an 2000 et nécessaires au maintien de l'installation dans l'état choisi pour ce moment ;

- les indisponibilités des systèmes et des fonctions de sûreté ainsi que les mesures compensatoires adaptées retenues.

Pour la plupart des installations du CEA, l'état de moindre vulnérabilité correspond à la mise à l'arrêt de l'installation et à la cessation d'activité en fin d'année 1999.

Pour le redémarrage des installations, généralement à partir du lundi 3 janvier, des mesures sont prévues pour s'affranchir des indisponibilités des systèmes potentiellement touchés et nécessaires au redémarrage.

Le CEA a dressé un tableau de bord permettant de suivre l'avancement de la réalisation, par Centre d'études, des différents objectifs qu'il s'est définis.

Des plans de crise par Centre ont été élaborés, avec mise en place d'une organisation testée par un premier exercice en avril. Un second est prévu en septembre 1999.

Le CEA a présenté à l'Autorité de sûreté l'état d'avancement à la fin de juin 1999 des investigations menées pour cinq INB représentatives.

Une synthèse d'ensemble par Centre d'études, des évaluations et des mesures prises pour toutes les installations de la responsabilité du CEA sera fournie en septembre 1999 à l'Autorité de sûreté.



La « vallée des cuves »  
sur le site CEA de Cadarache

# Sites contaminés et déchets radioactifs anciens

## Sommaire

- **Avant-propos : Comment assurer la sûreté à long terme de ce que nous ont légué les pionniers du nucléaire ?**  
par André-Claude Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires – DSIN
- **La situation sur les sites nucléaires civils**  
par Olivier Brigaud, sous-directeur, responsable de la recherche, de la gestion des déchets et du démantèlement –  
Direction de la sûreté des installations nucléaires
  - Deux exemples de pollution de site
  - Deux exemples d'entreposage de déchets radioactifs anciens
- **L'état des lieux dans les sites classés secrets**  
par Jean Kwinta, adjoint du Directeur délégué à la sûreté nucléaire auprès du Haut-Commissaire à l'énergie atomique
  - Les déchets anciens du site de Marcoule
  - L'état radiologique des atolls de Mururoa et Fangataufa
- **La résorption des déchets radioactifs anciens du CEA**  
par Philippe Hammer, Directeur délégué à la gestion des déchets auprès du CEA
  - La dénucléarisation du site CEA de Fontenay-aux-Roses, 10 ans pour préparer la quatrième vie du fort de Châtillon  
par Jean-Pierre Perves, Directeur – CEA/Fontenay-aux-Roses
  - L'avis des Groupes permanents d'experts sur la politique du CEA en matière de déchets  
par Olivier Brigaud, sous-directeur, responsable de la recherche, de la gestion des déchets et du démantèlement –  
Direction de la sûreté des installations nucléaires
- **Une expérience de reprise de déchets anciens à La Hague**  
par F. Bodin, Assistant gestion déchets COGEMA – La Hague,  
J.C. Bordier, Chef du service démantèlement COGEMA – BCR/DSDP,  
H. Masson, Chargé de mission COGEMA – BCR/DSDP
- **L'intervention de l'ANDRA sur les sites pollués par des substances radioactives**  
par David Ladsous, département petits producteurs – ANDRA
  - L'expertise de l'OPRI sur les sites contaminés  
par Jean-Luc Pasquier, Directeur de la stratégie scientifique et technique – OPRI
  - Qu'est ce que l'inventaire national des déchets radioactifs ?  
par B. Pallard, Responsable de l'observatoire de l'ANDRA
- **Les sites industriels pollués (hors industrie nucléaire)**  
par Bruno Sauvalle, Service de l'Environnement Industriel, Direction de la Prévention des Pollutions et des Risques,  
Ministère de l'Aménagement du Territoire et de l'Environnement
- **Quelles filières d'élimination pour les déchets radioactifs actuellement sans exutoire ?**  
par Daniel Jousselein, Chef des projets nouveaux – ANDRA
- **L'expérience des Etats-Unis d'Amérique en matière de réglementation du déclassement**  
par John T. Greeves, Directeur du département pour la gestion des déchets,  
Giorgio N. Gnugnoli, Analyste en chef, département pour la gestion des déchets – US Nuclear Regulatory Commission
  - Le déclassement d'une usine de fabrication de combustible aux Etats-Unis
- **L'élimination des déchets et de la contamination sur les sites de production d'armes nucléaires aux Etats-Unis**  
par William E. Murphie, Ingénieur responsable des projets de réhabilitation, US Department of Energy
- **La sûreté des entreposages de déchets radioactifs en Grande-Bretagne, un rapport publié par le gouvernement britannique**  
par Dave Mason, Nuclear Installations Inspectorate (NII)
  - La récupération de déchets radioactifs stockés à Dounreay
- **La réhabilitation des mines d'uranium en Allemagne**  
par Wolfgang Goldammer, Brenk Systemplanung GmbH
  - Les critères de libération des sites nucléaires en Allemagne  
par Stefan Thierfeldt, Brenk Systemplanung GmbH
  - La gestion des résidus de traitement des minerais d'uranium français  
par Jean-Paul Pfiffelmann, Chef du service Qualité-Sécurité-Environnement COGEMA – branche uranium – Direction des  
opérations minières
- **Sous les remblais, les plaies**  
par Jacky Bonnemains, Association Robin des Bois

## Avant-propos

### **Comment assurer la sûreté à long terme de ce que nous ont légué les pionniers du nucléaire ?**

Le présent dossier de Contrôle traite des « déchets anciens et sites contaminés ». D'une certaine manière, il s'agit de réaliser un état des lieux de ce que nous lèguent les pionniers du nucléaire en contrepartie des indéniables avancées scientifiques et technologiques qu'ils ont contribué à réaliser. Ce « droit d'inventaire » apparaît en filigrane dans l'article 1<sup>er</sup> de la loi relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs ; celui-ci indique en effet qu'il convient de prendre en considération le droit des générations futures en matière de gestion des déchets radioactifs. Autrement dit et en schématisant, il convient que chaque génération s'astreigne à laisser à la génération qui lui succède une situation au moins aussi saine que celle qu'elle a trouvée.

Le dossier s'articule autour d'une série d'articles qui mettent en miroir différents aspects du même problème : les sites nucléaires civils et militaires, l'industrie nucléaire et l'industrie conventionnelle, les pratiques françaises et les pratiques étrangères. Il en ressort que les développements de la recherche et de l'industrie autour de l'atome ont conduit à la production de quantités non négligeables de déchets encore sans exutoire et à la pollution de plusieurs sites dans des proportions qui restent cependant modérées en France. Une prise de conscience récente de cette situation a conduit les différents acteurs concernés, au premier rang desquels on trouve l'industrie nucléaire, à s'organiser pour mettre au point de nouvelles solutions de

gestion des déchets et à se lancer dans des campagnes de réhabilitation des sites pollués.

Après avoir participé à cette prise de conscience et poussé les exploitants d'installations nucléaires civiles à prendre les dispositions qui s'imposent, l'Autorité de sûreté nucléaire s'attache maintenant à pérenniser ce processus afin d'éviter, notamment, l'accumulation d'entrepôts vieillissants dont la sûreté à moyen terme pourrait être compromise. L'Autorité de sûreté nucléaire s'assure également que la sûreté est correctement prise en compte dans les chantiers de reprise des déchets anciens, qui comportent certaines inconnues (caractéristiques exactes de l'entreposage et des déchets entreposés). Elle vérifie enfin, dans le cadre d'un suivi régulier des projets, que la sûreté à long terme sera démontrée pour les exutoires en cours de définition.

Ce dossier décrit l'action de l'Autorité de sûreté nucléaire, mais également celles des autres administrations concernées, entre autres la direction de la prévention des pollutions et des risques, les services du Haut-Commissaire à l'énergie atomique et la direction générale de la santé.

Avec ce dossier, le magazine Contrôle apporte sa contribution aux débats qui se tiendront lors des 5<sup>èmes</sup> Assises nationales des déchets à La Baule à la mi-septembre 1999. Des tables rondes y traiteront en effet des sites et sols pollués et des déchets très faiblement radioactifs.

## La situation sur les sites nucléaires civils

**Par Olivier Brigaud, sous-directeur, responsable de la recherche, de la gestion des déchets et du démantèlement – Direction de la sûreté des installations nucléaires**

Dès leur début, la recherche et l'industrie nucléaires ont été à l'origine d'un marquage plus ou moins prononcé de leur environnement par des radioéléments, éventuellement par d'autres toxiques. Même auparavant, au 19<sup>e</sup> siècle, des industries exploitant des minerais contenant des radioéléments ont contaminé radiologiquement leur environnement. Ces activités se sont accompagnées de la production de divers déchets radioactifs qui, lorsqu'ils étaient sans exutoire, se sont accumulés sur leur lieu de production dans des entreposages.

### La contamination des sites nucléaires civils

En ce qui concerne les installations nucléaires de base (INB) civiles, les pollutions de sites par des radioéléments sont relativement faibles et circonscrites. Les rejets radioactifs liquides ou gazeux étant réglementés et faisant l'objet d'un suivi attentif des exploitants nucléaires et de l'administration, les pollutions de site résultent plutôt d'incidents liés à une mauvaise maîtrise du confinement des matières radioactives, au niveau de cuves d'effluents, de colis de déchets ou encore de tuyauteries de procédé ou d'évacuation. Les contrôles mis en place dans les INB au titre de la sûreté nucléaire permettent en général de détecter rapidement les contaminations et d'y remédier.

Pour la plupart, ces pollutions datent d'une période durant laquelle l'exploitation et la conception des installations nucléaires n'étaient pas toujours suffisamment soignées (absence de rétentions adaptées, insuffisance des barrières autour des matières radioactives, mauvais choix de matériaux...). Cependant, encore aujourd'hui, des incidents surviennent qui peuvent entraîner un marquage de l'environnement. Ils concer-

nent souvent des installations ou des parties d'installation anciennes.

La pollution d'un site nucléaire fait l'objet d'une attention particulière de l'Autorité de sûreté nucléaire, même si cette pollution n'est pas nécessairement synonyme de risque sanitaire. Le traitement d'un tel dossier présente cependant une problématique spécifique par rapport au traitement d'autres types d'incidents.

Ainsi, par définition, la contamination n'est plus circonscrite au périmètre de l'installation. De ce fait, l'étendue de la pollution peut être importante, notamment lorsque la nappe phréatique ou le sous-sol sont affectés. A ce niveau, l'« emprisonnement » d'une quantité non négligeable de contaminant, dont le nettoyage peut s'avérer difficile, voire impossible, peut ensuite conduire à un marquage dont l'effet se fera sentir pendant plusieurs années, comme c'est par exemple le cas sur le site de La Hague (voir encadré 1).

Les moyens à mettre en œuvre pour revenir à une situation satisfaisante ont un caractère souvent exceptionnel, ce type d'intervention n'étant pas prévu à la conception comme c'est le cas à l'intérieur des installations. Il faut bien souvent réaliser des études particulières qui reposent parfois sur un approfondissement de la connaissance de la géologie et de l'hydrogéologie du site concerné. Les travaux de réhabilitation se font en général au cas par cas avec pour objectif de limiter l'impact sur les travailleurs, le public et l'environnement à un niveau acceptable. Cet objectif nécessite de faire une étude d'optimisation entre les gains attendus de l'opération et son coût, notamment en termes de dosimétrie et de déchets produits. Sur ce dernier point, il faut prendre en considération le fait que la réhabilitation d'un site pollué conduit à la production de déchets qu'il

faut être capable de gérer de manière satisfaisante.

Par ailleurs, la pollution d'un site, en particulier lorsqu'il s'agit d'un site industriel, est la résultante d'une série d'incidents qui ont un effet cumulatif. Il faut donc que l'exploitant nucléaire tienne à jour un état de la situation sur son site. Ceci n'a pas toujours été fait de manière exhaustive par le passé. Le caractère ancien de certaines contaminations a pu conduire, dans quelques cas, à des oublis de leur existence, du fait d'un mauvais archivage et du départ des exploitants de l'époque. Par exemple, certaines contaminations du site CEA de Fontenay-aux-Roses, datant des années 50, sont restées longtemps dans l'oubli. Ce n'est que ces dernières années qu'une étude historique approfondie a permis de les « redécouvrir ». Il a fallu faire appel notamment à des témoignages d'anciens agents du CEA, à la retraite depuis plus d'une dizaine d'années.

C'est pourquoi l'Autorité de sûreté nucléaire a décidé de réaliser un point zéro de la situation sur les différents sites nucléaires civils et de demander aux exploitants de ces sites de réaliser des « études de sol ». Cette démarche est analogue à celle lancée, il y a peu, par le Haut-Commissaire à l'énergie atomique pour les sites nucléaires militaires. Cette action permettra de réaliser un inventaire des pollutions passées et d'évaluer les actions engagées par les exploitants nucléaires en vue de réhabiliter les parties contaminées de leur(s) site(s).

### **Les entreposages de déchets radioactifs anciens**

Au-delà des problèmes de pollution des sites nucléaires, ce qui attire également l'attention de l'Autorité de sûreté est l'accumulation dans certaines installations de déchets radioactifs dits « anciens ». Ces déchets produits en quantités parfois importantes n'ont pas pu être éliminés par leur producteur en raison de l'absence d'un exutoire adapté. Ces exutoires n'existent en général pas car les déchets concernés correspondent à des quantités trop faibles pour que le développement d'une solution d'élimination spécifique soit développée, ou posent des problèmes techniques particuliers nécessitant encore des efforts de recherche. Certains déchets organiques correspondent par

exemple au premier cas, les déchets de haute activité à vie longue au second.

En conséquence, les déchets non évacués sont restés entreposés dans le périmètre des installations. L'un des rôles de l'Autorité de sûreté nucléaire est de veiller à ce que ces entreposages soient sûrs et qu'ils préservent l'avenir.

Aussi, pour certaines installations d'entreposage dont le vieillissement est avancé ou dont la conception est ancienne et ne respecte pas les critères de sûreté actuellement en vigueur pour les installations plus modernes, l'Autorité de sûreté nucléaire est conduite à prescrire la mise en place de dispositions de sûreté compensatoires ainsi qu'une surveillance et une maintenance renforcées qui ne sont acceptables que pour une durée limitée.

A terme, lorsque la situation est considérée comme trop médiocre, il est nécessaire de remplacer les entreposages existants. Les exemples de projets de reprise de déchets anciens et de démantèlement d'installations qui se multiplient actuellement (voir encadré 2) sont là pour rappeler que ces opérations sont certes possibles, mais qu'elles sont souvent complexes tant sur le plan de la radioprotection que sur le plan de la sûreté et de la gestion des déchets.

Cette complexité résulte en particulier du fait que les installations étaient avant tout conçues pour entreposer les déchets mais pas pour les reprendre ; parfois même, dans des exemples caricaturaux, les entreposages s'apparentent à des stockages déguisés (tranchées en pleine terre à Cadarache et à La Hague) pour lesquels l'Autorité de sûreté nucléaire a été conduite à demander à l'exploitant la reprise et le reconditionnement des déchets. Dans d'autres cas, les entreposages avaient été conçus pour une durée limitée et c'est l'absence de filière d'évacuation qui a conduit à largement dépasser cette durée, entraînant un vieillissement des structures non prévu au départ. Une autre difficulté provient de la mauvaise qualité des colis de déchets ou même de l'absence de tout conditionnement. Un incident récent à Saclay illustre ce point : lors d'une maintenance d'un vieux fût de déchets, le fond corrodé s'est détaché, ce qui a conduit à répandre les déchets contenus dans l'installation. L'imprécision de la caractérisation de certains déchets est également de nature à rendre

leur reprise difficile, notamment lorsqu'il s'agit de dimensionner les outils et les protections nécessaires à leur reprise mais aussi de définir les modes de reconditionnement.

C'est dans ce contexte que l'Autorité de sûreté nucléaire lance cette année un travail d'élaboration d'une règle fondamentale de sûreté concernant l'entreposage de déchets radioactifs. Cette règle sera établie sur la base du retour d'expérience qu'il est possible de tirer du fonctionnement des entreposages existants et permettra de synthétiser sous forme d'objectifs de sûreté l'état de l'art en la matière. En parallèle, sera conduite une évaluation globale de la sûreté des INB d'entreposage actuelles, à l'instar de ce qui a été fait au Royaume-Uni par l'Autorité de sûreté nucléaire britannique. Cette évaluation permettra d'identifier les besoins de rénovation, voire de remplacement, des entreposages les plus anciens.

Au delà de cette démarche, d'une manière générale, les entreposages retiennent l'attention de l'Autorité de sûreté, car leur multiplication permet certes de résoudre le problème de la gestion des déchets à court et moyen termes, mais conduit à long terme à un « foisonnement » des déchets : les déchets reconditionnés représentent un volume plus grand que le volume initial et les parties contaminées ou activées des entreposages deviennent elles-mêmes des déchets, une fois les installations démantelées.

Aussi, l'Autorité de sûreté nucléaire développe une double action : d'une part, elle s'assure que les producteurs de déchets assument pleinement leur responsabilité en prenant les dispositions nécessaires pour effectivement les éliminer plutôt que de les entreposer, et, d'autre part, elle s'attache à ce que les industriels du nucléaire poursuivent les efforts déjà entrepris pour minimiser à l'origine les quantités de déchets et d'effluents produites ainsi que leur nocivité. C'est dans cette optique notamment qu'elle a demandé aux exploitants nucléaires de développer des « études déchets » pour chacun de leurs sites.

### Conclusion

La contamination de certains sites et l'entreposage de déchets anciens représentent aujourd'hui un legs des pionniers du nucléaire. Des dispositions sont prises au quotidien, sous l'œil attentif de l'Autorité de sûreté nucléaire, pour limiter de nouvelles contributions liées au fonctionnement actuel des installations nucléaires de base civiles. Mais il convient également de prendre des mesures, dans un premier temps pour établir une comptabilité des déchets anciens et pollutions passées et les surveiller, dans un deuxième temps pour les résorber. Cette démarche, qui vise à accentuer des actions déjà partiellement engagées par les exploitants, fait partie des priorités de l'Autorité de sûreté, et les moyens qui y sont consacrés devraient croître d'année en année.

## Deux exemples de pollution de site

### *Contamination de la nappe phréatique sur le site de La Hague*

Une succession d'incidents a conduit à un marquage de la nappe phréatique à La Hague du fait des activités nucléaires de l'ANDRA et de COGEMA (ex-CEA) réalisées sur ce site, que ce soit le stockage de déchets radioactifs ou le retraitement de combustibles irradiés.

Ainsi, par exemple, en octobre 1976, une activité en tritium de  $10^{-4}$  Ci/m<sup>3</sup> (3700 Bq/l) est repérée dans le ruisseau Sainte-Hélène, proche du site de stockage de déchets radioactifs. Cette concentration était 10 fois supérieure à celle relevée au cours des mois précédents. L'analyse a montré que la source de tritium était liée à une tranchée du centre de stockage de déchets radioactifs. A partir de 1977 et jusqu'en 1978, les déchets correspondants ont été extraits des tranchées avant d'être reconditionnés. Une certaine quantité de tritium (évaluée à l'époque à 10 000 Ci) est cependant restée piégée dans le terrain et diffuse lentement vers la Sainte-Hélène.

Pour ce qui concerne le site de la COGEMA, les incidents ont notamment affecté, au début des années 80, l'ancienne conduite de rejets en mer et l'ancienne conduite des eaux à risque qui présentaient des fuites. La partie maritime de la première a été démantelée et la deuxième désaffectée. Les fosses et les dépôts superficiels de la zone Nord-Ouest du site ont également marqué leur environnement, essentiellement par des émetteurs bêta. Les déchets des fosses ont maintenant été repris. On peut encore citer des infiltrations de tritium provenant



Site de La Hague

d'une conduite en PVC, maintenant changée, entre les ateliers HADE et HAPF ou des fuites anciennes de cuves à travers le radier de la station de traitement des effluents STE2.

COGEMA exerce aujourd'hui une surveillance particulière de ces zones par un réseau de piézomètres et grâce à une meilleure connaissance de l'hydrogéologie du site. Le marquage résiduel de la nappe phréatique est maintenant faible (0,1 Bq/l en émetteurs alpha, quelques Bq/l en émetteurs bêta et de 100 à plusieurs milliers de Bq/l en tritium).

### *Contamination chimique de la nappe phréatique par SOCATRI à Bollène*

Le 12 février 1998, la société SOCATRI, qui réalise de la maintenance nucléaire et exploite une installation de traitement de surface de pièces métalliques pour l'industrie mécanique, a informé l'Autorité de sûreté nucléaire que son installation était à l'origine d'une pollution de la nappe phréatique par du chrome (non radioactif). Après inspection le jour même, il est apparu que la pollution était ancienne (1996) et n'avait pas été déclarée. Elle serait contenue à l'aplomb du site. L'Autorité de sûreté nucléaire a immédiatement pris à l'encontre de SOCATRI les mesures administratives nécessaires pour faire cesser la pollution et traiter la nappe polluée. Elle a également demandé une étude historique des événements ayant conduit à la pollution, de même qu'une synthèse des données disponibles sur l'environnement de la zone (géologie, hydrogéologie, surveillance de la nappe).



## Deux exemples d'entreposage de déchets anciens

### *Les tranchées du parc d'entreposage du CEA à Cadarache*

Le parc d'entreposage du CEA à Cadarache comprend une zone dans laquelle ont été creusées cinq tranchées. Ces tranchées, en pleine terre, ont été remplies d'août 1969 à mai 1974 de 3000 m<sup>3</sup> de déchets de faible et moyenne activité avant d'être recouvertes de terre. Les déchets en question sont de différentes natures : boues enrobées ou non, déchets métalliques, gravats, terres, résines, verrerie... Ces déchets ont été conditionnés sous diverses formes (fûts, sacs vinyle...). Certains sont contaminés par de l'uranium ou du plutonium.

A la demande de l'Autorité de sûreté nucléaire, le CEA a entrepris un chantier de reprise de ces déchets, dont une phase pilote s'est achevée récemment. La généralisation de ce chantier devrait commencer au début de l'année 2000. A l'issue des travaux, le site sera reboisé et maintenu sous surveillance.

### *Les silos d'entreposage de graphite à Saint-Laurent-des-Eaux*

EDF exploite sur son site de Saint-Laurent-des-Eaux deux silos d'entreposage de 2500 m<sup>3</sup> chacun. Ces silos ont été construits en 1970-71. Ils se présentent sous forme de deux casemates semi-enterrées dont les parois ont une épaisseur de béton d'environ 80 cm. Ces silos ont été remplis de 1974 à 1994 essentiellement de déchets de graphite (1990 tonnes), provenant de l'exploitation des deux réacteurs de la filière UNGG du site. Cette installation d'entreposage est ancienne et les déchets qu'elle contient sont mal caractérisés. Elle ne répond pas

aux normes de sûreté en vigueur actuellement pour les installations modernes. Cependant, il n'existe pas aujourd'hui d'exutoire pour les déchets de graphite qui contiennent des radioéléments à vie longue en proportion non négligeable (carbone 14 et chlore 36).

L'Autorité de sûreté nucléaire a demandé à EDF de choisir entre deux options : prendre des dispositions compensatoires permettant de maintenir l'installation en service dans des conditions de sûreté satisfaisantes ou désiler rapidement les déchets pour les transférer dans un entreposage plus sûr sur le moyen terme.



Site EDF de Saint-Laurent-des-Eaux : silos d'entreposage de déchets de graphite

## L'état des lieux dans les sites classés secrets

par Jean Kwinta, adjoint du Directeur délégué à la sûreté nucléaire auprès du Haut-Commissaire à l'énergie atomique

A l'issue de quatre décennies pleinement consacrées à l'édification de la force de dissuasion, le nucléaire militaire français a abordé un tournant de son histoire avec la fin des expérimentations nucléaires en Polynésie Française et l'arrêt des productions de matières fissiles pour les besoins de la défense.

Ainsi, à partir de 1996, les activités nucléaires de la Direction des applications militaires du CEA ont fait l'objet d'un redéploiement entre les sites de Bruyères-le-Châtel (Essonne) et de Valduc (Côte-d'Or). Ce dernier site regroupe désormais les activités de recherche et de développement sur les matériaux radioactifs intéressant la défense ainsi que la production des sous-ensembles nucléaires des armes.

Parallèlement, l'usine militaire d'enrichissement de l'uranium de Cogema/Pierrelatte a cessé sa production en 1996, tandis que l'usine UP1 de Cogema/Marcoule, qui ne retraisait pratiquement que du combustible civil des réacteurs de la filière UNGG depuis la fin des années 1980, a été arrêtée en 1997.

### L'état des lieux après quarante années de nucléaire militaire

Pour les **installations industrielles** militaires, qui devront être assainies et démantelées après avoir fonctionné pendant plus de quarante ans sans incident notable, la situation se présente ainsi :

– d'une part, des déchets radioactifs toujours présents sur les sites de production, en partie à cause d'un conditionnement non compatible avec leur stockage définitif pour les déchets de catégorie A, mais surtout en raison de l'absence d'exutoire réglementaire pour les déchets de moyenne et haute activité (catégories B et C) ;

– d'autre part, un marquage des sites et de leur environnement par les radionucléides et les produits chimiques qui y ont été produits, transformés, élaborés ou entreposés.

La gestion des déchets anciens entreposés dans les installations nucléaires de base intéressant la défense et classées secrètes\* (dont la quasi-totalité tant en volume qu'en radioactivité contenue se trouve à Marcoule) ainsi

\* INBS



Le bâtiment EIP de Marcoule : entreposage de déchets radioactifs en attente d'exutoires définitifs

que celle des déchets de démantèlement des installations industrielles aujourd'hui arrêtées sont prises en compte par les structures de gestion créées à cet effet (voir l'encadré relatif aux déchets anciens du site de Marcoule).

Concernant la contamination des sites, la volonté d'établir et de rendre public le bilan de l'impact des activités nucléaires militaires sur l'environnement s'est traduite par la décision du Haut-Commissaire à l'énergie atomique (Autorité de sûreté des INBS) de créer en décembre 1997 un groupe de travail chargé d'établir l'état des lieux de la contamination radioactive et chimique des sites concernés par les activités industrielles à finalité militaire : le CEA/Bruyères-le-Châtel, le CEA/Valduc et les sites Cogema de Marcoule et de Pierrelatte.

Le rapport du groupe de travail précité a été rendu public par le Haut-Commissaire à l'énergie atomique le 11 décembre 1998 au cours d'une conférence de presse et largement diffusé.

Pour les sites d'expérimentation, le souci de lever toute incertitude a conduit à la décision du Président de la République, confirmée par le gouvernement en 1995, de confier à l'AIEA l'étude de l'impact des expérimentations nucléaires françaises en Polynésie (voir l'encadré relatif aux expérimentations nucléaires réalisées à Mururoa et Fangataufa).

### **La contamination radioactive des sites**

Malgré les dispositions prises vis-à-vis de la dissémination des substances radioactives (qui ont été renforcées au fil du temps) les sites et leur environnement se trouvent inévitablement marqués, à des degrés divers, par les radionucléides mis en œuvre dans les installations. Ce marquage a des origines communes :

- les rejets d'effluents radioactifs gazeux et liquides autorisés par les pouvoirs publics ;
- les disséminations accidentelles résultant de ruptures de confinement ou de fuites dans les installations ;
- les défauts de qualité du confinement de certains entreposages de déchets anciens.

A ces origines communes, s'ajoutent des pratiques anciennes guidées par des circonstances particulières. Ainsi :

• A Pierrelatte, entre 1969 et 1976, des résidus contaminés par de l'uranium, constitués d'anciennes barrières de diffusion de l'usine militaire d'enrichissement accompagnées de fluorure de calcium et de boues chromées issus de l'établissement Comurhex, ont été disposés dans une butte de terre. Le volume total de cette butte de terre est de 27 000 m<sup>3</sup> pour 15 000 m<sup>3</sup> de déchets contenant au total 2 à 3 tonnes d'uranium (ce dépôt figure à l'inventaire national des déchets radioactifs publié annuellement par l'ANDRA). Une contamination des eaux souterraines constatée au droit de l'établissement Comurhex a été attribuée à la butte. Cette contamination a été progressivement résorbée grâce à un pompage de fixation placé immédiatement à son aval hydraulique. Cependant, aujourd'hui encore, les teneurs en uranium des eaux souterraines au droit de Comurhex, de l'ordre de la dizaine de microgrammes par litre, dépassent les teneurs naturelles qui sont de l'ordre du microgramme par litre. Des investigations complémentaires sont en cours pour affiner le diagnostic sur l'origine précise de la contamination et préciser si le marquage actuel n'a pas une autre origine, étrangère à la butte. Il convient de souligner qu'aucun captage d'eau potable n'a été affecté par cette pollution qui reste localisée.

• A Valduc, entre 1968 et 1975, il a été procédé à des brûlages, à l'air libre, de déchets de faible activité contenant du tritium, pratique admise à l'époque. Ces opérations ont conduit à un marquage localisé de la nappe phréatique en tritium, de l'ordre de 2 000 Bq/l. Cette pollution se résorbe progressivement du fait de la dilution de la nappe et de la décroissance du tritium.

Enfin, autre particularité du centre de Valduc qui ne dispose pas de cours d'eau utilisable pour des rejets radioactifs liquides, de très faibles activités en uranium, plutonium, césium et strontium ont accompagné, jusqu'en 1994, les rejets d'effluents industriels du site après leur épuration par la station de traitement des effluents. Bien que ces effluents ne présentassent pas de risque sanitaire, la zone des rejets, appelée Combe au Tilleul, a fait l'objet d'une réhabilitation à la demande du Haut-Commissaire. Cette réhabilitation a donné lieu à la production de 7 800 m<sup>3</sup> de déchets de très faible activité qui sont entreposés sur le site. A aucun moment,

les caractéristiques des eaux souterraines, en particulier celle des captages d'eau potable, n'ont été affectées.

### **Le marquage est spécifique de chaque site**

Les sites de Bruyères-le-Châtel et de Valduc sont essentiellement marqués par le tritium résultant des rejets atmosphériques autorisés, qui se retrouve en partie dans les eaux souterraines. Les valeurs typiques sont de l'ordre de 1 000 Bq/l dans la nappe phréatique en certains points au droit des sites et de 100 Bq/l dans leur environnement proche (dont certains captages d'eau potable). Ces valeurs sont largement inférieures aux recommandations de l'OMS.

Le site de Marcoule est marqué par le tritium (à des niveaux comparables à ceux de Bruyères-le-Châtel et Valduc) et aussi par des produits de fission (strontium 90, césium 137, iode 129). La radioactivité des eaux de la nappe en strontium 90 a franchi les limites du site – vers Codolet au sud, où des activités de l'ordre du Bq/l, largement inférieures, là aussi, aux recommandations de l'OMS, sont encore détectées aujourd'hui. Cette activité, due au strontium 90, est en décroissance continue depuis la mise en place, en 1986, d'une paroi moulée protégeant la nappe de la contamination issue du site.

Le site de Pierrelatte est marqué par l'uranium à des niveaux pratiquement indécélabiles (hormis la zone de la butte mentionnée ci-dessus).

### **Marcoule est le site le plus marqué**

Malgré les précautions prises, et en raison des très grandes quantités de radioéléments traités, Marcoule est le site le plus marqué en produits de fission et éléments transuraniens (plutonium, américium), contaminations

résultant des fuites de liquides radioactifs ayant affecté les installations.

Ces contaminations restent localisées à certaines zones internes au périmètre du site telles que l'atelier pilote, les caniveaux d'effluents actifs, la station de traitement des effluents radioactifs liquides et la zone d'entreposage des déchets anciens. Globalement, la radioactivité ainsi piégée dans le sous-sol du site est estimée inférieure à 3,7 TBq (100 Ci), hors tritium, répartie dans quelques milliers de mètres cubes de terre.

### **La contamination chimique est moins bien caractérisée que la contamination radioactive**

Bien que les éléments examinés par le groupe de travail n'aient pas révélé de pollution significative d'origine chimique sur l'ensemble des sites, il a néanmoins été constaté que les investigations des exploitants dans ce domaine ont été moins nombreuses et moins précises que dans celui de la radioactivité. Aussi leur est-il recommandé d'approfondir ces investigations, notamment au droit des zones contaminées par la radioactivité.

### **Des investigations sont à poursuivre et des actions à entreprendre**

Bien qu'aucune mesure immédiate ne soit justifiée aujourd'hui (les zones contaminées sont réduites, les rejets radioactifs diminuent, le marquage des sites également), le groupe de travail recommande :

- d'une part, d'approfondir la caractérisation et la surveillance des zones contaminées ;
- d'autre part, d'intégrer dans le programme d'assainissement du site de Marcoule la réhabilitation des zones marquées par les produits de fission.

## Les déchets anciens du site de Marcoule

### L'inventaire

L'inventaire détaillé des déchets anciens entreposés à Marcoule figure sous forme de fiches dans l'inventaire national établi annuellement par l'ANDRA. Pour l'essentiel, il est constitué de :

- 2 500 conteneurs de déchets vitrifiés de très haute activité ;
- des fûts d'enrobés bitumeux entreposés en fosses (5 000 fûts) ou en casemates (55 000 fûts) ;
- des déchets issus du traitement mécanique des combustibles, dont : 1 600 tonnes de magnésium, 980 tonnes de graphite, 38 tonnes d'acier, 56 tonnes d'aluminium ;
- 1 200 m<sup>3</sup> de déchets technologiques alpha (contaminés par du plutonium) ;
- 3 400 m<sup>3</sup> de déchets technologiques bêta (contaminés par des produits de fission), à caractériser ;
- 73 m<sup>3</sup> de déchets liquides (solvants et huiles contaminés).

### Le programme de reprise et de conditionnement RCD

Le programme de reprise et de conditionnement (RCD) porte sur la reprise, la caractérisation, le tri, le traitement, le conditionnement et l'élimination des déchets anciens de l'inventaire ci-dessus ainsi que de ceux qui sont générés par les opérations des programmes de mise à l'arrêt définitif (MAD) et de démantèlement (DEM) de l'usine UP1. Le déroulement du programme RCD reste en partie conditionné par les règles, à établir, relatives à l'élimination des déchets de moyenne et haute activité (loi du 30 décembre 1991).

### L'organisation

La maîtrise d'ouvrage des opérations est confiée au groupement d'intérêt économique GIE/CODEM, créé le 1<sup>er</sup> juillet 1996 à l'initiative des ministres chargés de la Défense et de l'Industrie, avec la participation d'EDF (45 %), du CEA agissant pour le compte de la Défense (45 %) et de Cogema (10 %). Le GIE/CODEM décide, finance et contrôle le déroulement des programmes. Cogema est l'opérateur principal et l'exploitant nucléaire responsable de la sûreté des opérations.



Site de Marcoule

### Le scénario du programme RCD

Les opérations sont engagées depuis 1997 (certaines opérations de reprise, prioritaires du point de vue de la sûreté, l'avaient été dès 1995 à la demande du Haut-Commissaire à l'énergie atomique). En particulier, les premiers modules de l'entreposage intermédiaire polyvalent (EIP) destiné à recevoir des déchets (re) conditionnés ont été construits en 1997-1998.

Les opérations de reprise des 5 000 fûts de bitumes entreposés en fosses débutent en 1999 avec la mise en place d'une unité spécifique : l'enceinte de reprise des fûts de bitumes (ERFB).

Le scénario global des opérations, tel qu'approuvé par le GIE/CODEM, prévoit la fin de la reprise des déchets anciens en 2019, l'élimination de ces déchets, avec ceux issus du démantèlement, étant prévue entre 2030 et 2040.

### Les coûts

Le coût du programme RCD est estimé à 20 milliards de francs, le devis de l'ensemble des programmes RCD, MAD et DEM étant de l'ordre de 37 milliards de francs.

## L'état radiologique des atolls de Mururoa et Fangataufa

Entre 1966 et 1996, la France a procédé à 193 expérimentations nucléaires en Polynésie, dont un petit nombre d'essais dits « de sécurité » destinés à tester la sûreté radiologique des armes en conditions accidentelles, qui n'ont pas donné lieu à une production notable d'énergie nucléaire.

41 de ces expérimentations ont eu lieu dans l'atmosphère entre 1966 et 1974 : 37 à Mururoa et 4 à Fangataufa ; 137 furent des explosions souterraines ayant produit un dégagement d'énergie nucléaire significatif : 127 à Mururoa et 10 à Fangataufa, entre 1975 et 1996.

A la demande du gouvernement, l'AIEA a réalisé, entre 1996 et 1998, l'étude de l'impact radiologique de ces expérimentations et en a publié les résultats dans un document volumineux (2000 pages pour 6 rapports techniques et 1 de synthèse) présenté, notamment, au cours d'une conférence internationale tenue à Vienne (Autriche) du 30 juin au 3 juillet 1998.

A cet effet, 55 experts appartenant à 21 pays membres de l'AIEA (et 18 laboratoires) ont eu accès aux sites avec toute latitude pour procéder aux prélèvements et aux analyses d'échantillons.

### L'état des lieux

Les principaux constats faits par l'AIEA sont les suivants :

- une contamination résiduelle en produits de fission et en plutonium subsiste dans les sédiments des deux lagons - qui résulte des quelques essais atmosphériques au niveau de la mer, effectués sur barges à Mururoa et à Fangataufa avant 1970 ;
- en contamination terrestre le césium 137 est le seul produit de fission encore détectable localement au nord-est de Fangataufa ;
- des particules de plutonium fixées sur la roche de certains îlots de l'atoll de Mururoa - résultant de quelques tirs de sécurité effectués à l'air libre - subsistent malgré l'assainissement poussé auquel il a été procédé à l'issue de ces expériences ;
- la radioactivité produite lors des explosions souterraines se trouve piégée dans les cavités de tirs produites par ces explosions, principalement sous la forme de lave.

Même en cas d'événement majeur hypothétique et hautement improbable d'origine naturelle (probabilité estimée inférieure à  $10^{-6}$  par an), tel que le glissement du flanc d'un atoll amenant l'océan à communiquer avec l'une de ces cavités, l'augmentation temporaire de l'activité dans l'océan, tant en plutonium qu'en produits de fission, n'induirait aucune conséquence sanitaire significative sur les populations les plus proches (atoll de Turéia).

**En termes d'impact radiologique**, il n'y a pas d'effet sur l'environnement et, quel que soit le scénario étudié (population hypothétique vivant sur les zones marquées en plutonium ou en césium à Fangataufa), les doses annuelles d'exposition ne représentent qu'une faible fraction de l'exposition due à la radioactivité naturelle.

L'étude conclut que la surveillance radiologique des deux atolls et de leur environnement n'est pas justifiée par des motifs de protection radiologique. Elle note cependant l'intérêt d'une telle surveillance, d'une part, à des fins scientifiques et, d'autre part, pour conforter le diagnostic et rassurer les populations. Cette surveillance, qu'il n'a jamais été envisagé d'interrompre, se poursuivra aussi longtemps qu'elle apparaîtra nécessaire.

# La résorption des déchets radioactifs anciens du CEA

par **Philippe Hammer**, Directeur délégué à la gestion des déchets auprès du CEA

Dans leur majeure partie, les déchets radioactifs du CEA sont actuellement traités et conditionnés dans des stations de traitement de ses Centres, en vue de leur stockage définitif par l'ANDRA sur le Centre de l'Aube (déchets FA-MA) ou de leur entreposage en l'attente d'une capacité de stockage (TFA en 2001/2002, radifères vers 2006/2008, à plus long terme stockage THA dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991).

Cependant il reste encore sur les sites du CEA des quantités significatives de déchets « anciens », c'est-à-dire produits avant 1992, année de la mise en place du plan d'assainissement de l'Établissement, dont certains sont entreposés dans des conditions ne répondant plus complètement aux normes de sûreté en vigueur. Tous ces déchets doivent être repris et en tant que de besoin triés, traités et

conditionnés pour être stockés par l'ANDRA ou, à défaut, réentreposés dans des conditions de sûreté répondant aux critères actuels.

## La problématique des déchets anciens du CEA

De façon schématique, on peut dire que la présence de déchets anciens sur les Centres du CEA a résulté de l'une des deux causes suivantes :

– Pour certains déchets solides, compte tenu de leur nature et de leur faible activité, leur enfouissement sur les sites du CEA, après leur mise en fûts ou en sacs de vinyle, avait été autorisé avec les critères de sûreté en vigueur à l'époque (avant 1975). C'est le cas notamment des tranchées de Cadarache, de celles de Saint-Aubin ou de l'entreposage du Bouchet. A Fontenay-aux-Roses, les déchets présents dans les sous-sols du Centre résultent principalement d'anciens entreposages



1968-1970 : enfouissement de fûts de déchets dans des tranchées du parc d'entreposage du site CEA de Cadarache



1999 : reprise des fûts enfouis dans les tranchées

(FA, TFA) ou de contaminations résiduelles au voisinage de certaines installations.

– Pour d'autres, de faible, moyenne ou haute activité, solides ou liquides, l'absence d'une filière de traitement d'élimination a conduit le CEA à les entreposer, quelquefois pour longtemps (de l'ordre de 20 ans). Tel est le cas :

- des déchets technologiques, irradiants et/ou contaminés en émetteurs  $\alpha$ , conditionnés dans des fûts métalliques et entreposés dans des puits (Saclay, Fontenay-aux-Roses, Grenoble) ou des fosses (Cadarache) construits dans ce but ;

- de déchets solides de nature particulière qui doivent trouver une filière appropriée, éventuellement en concertation avec des partenaires industriels quand ceux-ci sont confrontés au même problème :

- le sodium (Rapsodie, Phénix, Superphénix),
- le carbure de bore (Phénix, Superphénix)
- le graphite (filière UNGG),
- le magnésium (gainage des combustibles UNGG),
- le plomb (matériau de protection),
- les déchets tritiés ;

- de liquides organiques ayant été utilisés pour la mise au point de procédés de retraitement, ou en radiobiologie : essentiellement solvants ou huiles fortement contaminées en émetteurs  $\alpha$ , solvants organochlorés.

L'ancienneté de ces déchets, jointe pour certains d'entre eux à leur nature physico-chimique particulière, soulève des problèmes qui doivent être résolus pour définir leur filière d'élimination :

– l'ancienneté s'est accompagnée parfois d'une perte de la traçabilité et donc de la connaissance précise de leurs caractéristiques physico-chimiques et radioactives. La reprise de ces déchets en vue de leur stockage ou d'un nouvel entreposage implique donc de les caractériser, préalable indispensable pour établir avec précision leur inventaire, pour garantir leur traçabilité future, et pour permettre l'optimisation de leur gestion ;

– le maintien en entreposage sur de longues périodes peut nécessiter des reconditionnements intermédiaires (corrosion éventuelle des fûts) et des remises à niveau des installations d'entreposage, voire la création de nouvelles installations ;

– l'élimination des déchets de nature particulière peut impliquer la création d'installations spécifiques pour leur traitement (e.g. ATENA pour les déchets sodés) ;

– dans le cas où l'absence de filière résulte de l'absence de procédé de traitement des déchets (cas principalement des liquides organiques), des programmes de R et D doivent être engagés.

### **Les actions du CEA relatives aux déchets anciens**

Il faut rappeler d'abord que, depuis 1992, les actions du CEA pour la résorption des déchets anciens s'inscrivent dans un plan d'assainissement d'ensemble à long terme, incluant la gestion des déchets anciens et courants, l'assainissement/démantèlement des installations mises à l'arrêt définitif et la gestion des combustibles irradiés devenus sans emploi.

Il faut noter ensuite que la plupart de ces actions (qu'il s'agisse de reprendre des déchets, de rénover ou de créer des installations ou de mettre au point des procédés) s'étendent sur plusieurs années, en moyenne de 5 à 10 ans.

Compte tenu de l'impossibilité de mener toutes les actions de front, des ordres de priorité sont assignés tant aux opérations de reprise des déchets qu'aux réalisations d'installations nouvelles, en tenant compte au premier chef des critères de sûreté et de protection de l'environnement pour les installations existantes (stations de traitement et entreposage).

### **Inventaire**

Il est nécessaire de connaître en permanence les quantités et les caractéristiques des déchets en termes de stocks (dans les entreposages) et de flux (d'une installation à l'autre). Le logiciel CARAIBES est développé pour traiter ce problème de façon homogène sur tous les Centres du CEA et assurer la traçabilité des déchets, au cours de leur transformation, notamment vis-à-vis du stockeur final (ANDRA) et de l'Autorité de sûreté nucléaire. Ce logiciel, développé depuis 1998, doit être opérationnel à l'échelle nationale en fin 2000.



### **Reprise de déchets**

Les tranchées de Cadarache sont le siège de la première opération de reprise de déchets anciens : il s'agit de reprendre 3000 m<sup>3</sup> de déchets (fûts et sacs vinyle) enfouis dans 5 tranchées, en vue de leur stockage au Centre de l'Aube (FA-MA) ou de leur entreposage dans l'installation CEDRA à Cadarache. Cette reprise a débuté en 1999, à la suite d'un chantier pilote réalisé en 1998, et doit s'achever en 2003.

La reprise des déchets présents dans le sous-sol de Fontenay s'inscrit dans le plan d'ensemble d'assainissement du Centre en vue de sa dénucléarisation, qui inclut également le démantèlement de toutes les INB implantées sur le site, et dont la réalisation en cours s'étendra jusqu'en 2010.

Les reprises des déchets entreposés en puits (Fontenay, Saclay, Grenoble) ou en fosses (Cadarache) sont des opérations complexes compte tenu de l'activité des déchets (FA, MA, HA) et des conditions d'entreposage.

L'ensemble de ces opérations se poursuivra jusqu'en 2005 (vidage des puits) et 2010 (vidage des fosses).

### **Entreposage**

En matière de déchets solides, l'opération la plus importante est la réalisation de l'installation CEDRA à Cadarache qui doit permettre de regrouper tous les déchets FA-MA à vie longue (i.e contaminés en émetteurs  $\alpha$ ) du CEA (et donc de vider les puits et fosses évoqués ci-dessus). La partie entreposage de l'installation doit entrer en service en 2002.

Pour ce qui concerne les déchets liquides, l'ancienneté des moyens existants (cuves) conduit sur Cadarache à vider les cuves actuelles (« Vallée des cuves »), à traiter les effluents qui y sont contenus (fin de l'opération en 1999) et à prévoir de nouvelles installations dans le cadre de la nouvelle station de traitement (projet AGATE) ; à Saclay, les cuves de remplacement réalisées à l'INB 35 (projet RESERVOIR) doivent entrer en exploitation en 1999.

### **R et D**

Les déchets exotiques (liquides, boues, concentrats et solides mélangés divers), après recensement et caractérisation, font l'objet d'un programme de R et D sur 5 ans pour développer de nouvelles filières de traitement (prétraitement adapté, torche à plasma, fluides sous et supercritiques).

L'élimination des déchets anciens du CEA constitue un volet important du plan d'assainissement de ses sites. La poursuite de cet objectif demande un effort soutenu d'environ dix ans en matière de caractérisation, de chantiers de reprise pour assainir les tranchées et les sous-sols et vider les puits et les fosses, de création de moyens de traitement particuliers si nécessaire (même pour des quantités à traiter relativement faibles), et parfois de lancement de programmes de R et D pour l'élaboration de procédés adaptés. Cet effort ne prend évidemment sa pleine signification que s'il est accompagné des mesures nécessaires pour éviter de voir se renouveler ultérieurement la même situation, en particulier en ce qui concerne la création de déchets sans filière.

## La dénucléarisation du site CEA de Fontenay-aux-Roses, 10 ans pour préparer la quatrième vie du fort de Châtillon

par Jean-Pierre Pervès, Directeur – CEA/Fontenay-aux-Roses

1946 : Le CEA tout nouvellement créé, s'installe dans le fort de Châtillon, à Fontenay-aux-Roses. Le 15 décembre 1948, Zoé, la première pile atomique française, diverge. Pendant près de 10 ans l'essentiel des recherches atomiques françaises s'épanouit à Fontenay-aux-Roses : physique nucléaire, neutronique, concentration de minerai d'uranium et fabrication de pastilles d'oxyde, retraitement des combustibles irradiés dans Zoé puis EL2 à Saclay, séparation du plutonium dans l'usine pilote et production de radioéléments à usage médical et industriel, traitement des effluents et déchets produits.

Les installations se fondent dans le fort, ses casemates, ses défenses, qui restent intacts.

1956 : Saclay et Marcoule montent en puissance. Le CEA, après avoir envisagé l'abandon du site de Fontenay-aux-Roses, décide d'en démanteler l'essentiel et de s'engager dans un vaste programme de construction. De 1957 à 1962 les anciennes installations sont rasées, le terrain nivelé et, simultanément, les espaces libérés sont livrés immédiatement aux bâtisseurs qui vont donner en sept ans son aspect actuel au centre. De nouvelles installations nucléaires voient le jour, un réacteur de recherche, Triton, un accélérateur de particules et des irradiateurs, deux grands laboratoires d'examen des combustibles irradiés et de chimie du retraitement, et les installations dédiées au traitement des effluents et déchets.

Ce premier démantèlement, unique en France, est mené à son terme avec les techniques du temps, en faisant souvent mieux que ce que les règlements imposent alors. Il faut par exemple 100 hommes x an pour éliminer l'usine pilote plutonium, assainir son sous-sol et évacuer les 6 m<sup>3</sup> d'effluents de haute activité, les 3200 tonnes de déchets, et les 1300 m<sup>3</sup> de terre contaminée.

1999 : quarante ans après, le CEA/Fontenay-aux-Roses annonce la dénucléarisation du site après avoir progressivement arrêté, de 1976 à 1995, toute recherche dans ses installations nucléaires de base.

Assainir, mettre à l'arrêt, démanteler sont des opérations complexes, très fermement encadrées au plan réglementaire, qui ne peuvent se concevoir sans une recherche historique approfondie. Le cas de Fontenay-aux-Roses, riche de trois vies, est particulièrement délicat car les archives des dix premières années du CEA, voire des expériences des années 1960/1975, sont incomplètes ou peu accessibles.

Les actions bibliographiques et de terrain menées depuis quatre ans ont pour beaucoup comblé ce déficit d'information :

- reconstitution tridimensionnelle des trois époques du fort, du CEA historique et du CEA actuel, sur la base de plans et rapports d'époque, de photographies aériennes ;
- interviews d'anciens responsables, parfois retraités depuis 20 ans ;
- examen attentif des normes successives et de la réalité de leur application sur le terrain, et des autorisations de rejet ;
- historique des productions de déchets et des rejets d'effluents, de leur gestion, et des filières d'élimination ;
- études hydrogéologiques et sondages ;



Site CEA de Fontenay-aux-Roses

- recherche et exploration d'anciennes structures enterrées et murées du fort ;
- inventaire des incidents et bilan radiologique du site et des réseaux d'eaux usées.

*A titre d'exemple, en juin 1998, un ancien se souvient avoir vu un bulldozer pousser vers les douves du fort les derniers débris du chantier de démantèlement de l'usine pilote de retraitement. Un examen attentif des plans et des photographies aériennes de 1961 montre une portion des douves du fort non comblée, à proximité de l'installation. Un sondage en décembre 1998 confirme la présence de débris faiblement ou très faiblement radioactifs qui seront extraits en 1999.*

Quel bilan tirer de cette évaluation du site, prélude d'un chantier de dénucléarisation qui s'étendra sur une dizaine d'années ?

- Le niveau de contamination du sol et du sous-sol, ainsi que du réseau d'eaux usées, est localement réel mais limité, et la nappe phréatique ne recèle en conséquence que d'infimes quantités de tritium dont l'origine remonte à 25 ans.
- Les générations de chercheurs qui se sont succédé ont toujours cherché à faire mieux que ce qu'imposaient les règles de leur époque. De plus, les rejets autorisés par les autorités successives ont été pensés pour la protection de tous, dans le strict respect des recommandations internationales de la Commission Internationale de Protection contre les Rayonnements, et fortement réduits à trois reprises, prenant acte de l'évolution de celles-ci et des progrès réalisés dans le traitement et le contrôle des effluents liquides et gazeux.
- Il reste quelques incertitudes, en particulier dans les sols à l'aplomb des installations actuelles qui ne peuvent être explorés avant leur démantèlement. Il faudra veiller particulièrement aux résidus, structures et réseaux enfouis dans les déblais du nivellement du site qui a accompagné les premiers démantèlements.
- Les principales contaminations, dans des laboratoires de chimie touchés par des incidents, sont confinées mais nécessiteront des télé-interventions lourdes, à l'abri des barrières étanches de ces laboratoires.

Comment gérer ce chantier ? Il faut tout d'abord mettre en place une organisation de projet, engager les procédures réglementaires, aménager les infrastructures du site en cohérence avec le plan de démantèlement des installations et d'assainissement du site. Cela prendra environ 3 à 4 ans. Puis il faudra conduire le chantier avec le souci d'appliquer en permanence le principe ALARA, en limitant au mieux les volumes de déchets envoyés dans des filières d'élimination reconnues, et en respectant les seuils de libération des sols fixés par les autorités.

Une telle opération n'est pas envisageable sans un suivi local et une communication forte. En conséquence, le CEA a proposé au Président du Conseil Général des Hauts-de-Seine la création d'une Commission Locale d'Information.

## **L'avis des Groupes permanents d'experts sur la politique du CEA en matière de déchets**

Par Olivier Brigaud, sous-directeur, responsable de la recherche, de la gestion des déchets et du démantèlement – Direction de la sûreté des installations nucléaires

La Direction de la sûreté des installations nucléaires a demandé à ses groupes permanents d'experts chargés des usines et des déchets de donner leur avis conjoint sur la politique du CEA en matière de gestion de ses déchets radioactifs et de ses combustibles sans emploi. Les groupes permanents d'experts se sont réunis le 12 mai 1999 pour examiner le rapport d'évaluation établi par l'IPSN sur la base des documents remis sur le sujet par le CEA de 1996 à 1999.

Les groupes permanents ont noté les efforts importants entrepris par le CEA depuis le début des années 1990 dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs, tant au quotidien, avec l'amélioration des pratiques en cours dans ses installations, que sur le moyen terme, avec le développement de nouvelles installations destinées à remplacer les installations de gestion de déchets les plus anciennes.

Les groupes permanents ont cependant souligné la nécessité d'une nouvelle impulsion, notamment pour ce qui concerne l'assainissement de certaines installations dont la situation doit être améliorée à court terme et la caractérisation des déchets anciens. Ces efforts doivent s'inscrire dans un plan d'actions global, permettant d'identifier les échéanciers et les priorités. Le développement de ce plan d'actions nécessite que l'organisation du CEA soit adaptée.

Sur la base de ces recommandations, l'Autorité de sûreté nucléaire va demander au CEA de lui fournir un tableau de bord. Ce tableau de bord, dont la mise à jour sera annuelle et qui inclura un inventaire précis des déchets et des combustibles sans emploi, permettra à l'Autorité de sûreté nucléaire d'évaluer les progrès réalisés par le CEA au cours du temps. Cette évaluation viendra en complément des habituelles inspections, plus ponctuelles, sur les installations et des instructions de dossiers de demande d'autorisation déposés par le CEA. Enfin, au niveau de chaque site nucléaire, il sera demandé au CEA de réaliser une « étude déchets » qui présentera sa démarche de progrès en matière de gestion de déchets et qui servira, après approbation par l'Autorité de sûreté nucléaire, de référentiel pour la gestion des déchets au quotidien.

# Une expérience de reprise de déchets anciens à La Hague

par **F. Bodin**, Assistant gestion déchets COGEMA – La Hague,  
**J.C. Bordier**, Chef du service démantèlement COGEMA – BCR/DSDP,  
**H. Masson**, Chargé de mission COGEMA – BCR/DSDP

La bonne pratique actuelle, pour les installations nucléaires, est d'assurer un conditionnement en ligne des déchets.

Entre autres avantages, associé à un tri à la source, un tel conditionnement contribue à faciliter les dispositions de traçabilité et permet une évacuation des colis vers un centre de stockage de surface pour ceux qui répondent aux critères d'acceptation, ou vers un entreposage sûr pour les autres dans l'attente d'un choix sur leur devenir.

Toutefois, lors des premières opérations de retraitement, compte tenu des technologies disponibles et du temps nécessaire à la réalisation des investissements, il a été décidé de différer le conditionnement des déchets produits et de les entreposer de façon sûre, dans des silos ou fosses.

Il en a été ainsi sur l'Etablissement de la Hague dans les « fosses Nord-Ouest », où ont été entreposés, de 1969 à 1981, 11 000 m<sup>3</sup> de déchets, le plus souvent en sacs de 100 litres dont l'activité totale estimée au départ était de l'ordre de 62 Ci  $\beta$  (2300 GBq) et de 2,4 Ci  $\alpha$  (89 GBq).

Depuis 1990, COGEMA a entrepris un vaste programme de reprise et de conditionnement de ces déchets en colis de résidus conformes aux spécifications du Centre de stockage de surface.

## Principes de conditionnement

Les principes de conditionnement retenus sont conformes à ceux que l'on applique dans une installation actuelle :

- tri à la collecte des déchets (équivalent au tri à la source),
- séparation des liquides,

- réduction de volume par compactage,
- caractérisation,
- conditionnement en colis standard.

La faible activité alpha de ces déchets, compatible avec un stockage en surface, a justifié qu'il ne soit pas réalisé d'opérations complémentaires de décontamination.

Deux impératifs ont été pris en compte pour concevoir et préparer ces opérations : limiter la dosimétrie des personnels concernés et ne conduire à aucune conséquence sur l'environnement.

Chacune des étapes a fait l'objet de rapports de sûreté soumis à l'Autorité de sûreté nucléaire.

## Etat des entreposages en fosses Nord-Ouest avant l'opération

Les fosses Nord-Ouest sont constituées de 26 cuves bétonnées, dont le volume va de 27 m<sup>3</sup> à 1000 m<sup>3</sup>.

Elles sont toutes munies de puisards permettant de recueillir les éventuelles eaux d'infiltration et d'en assurer ainsi la surveillance.

Les déchets se présentent sous forme :

- de sacs de déchets, représentant 70 % à 80 % du volume global, qui contiennent des gants, du coton, du vinyle et autres matières générées par les opérations d'intervention ;
- de colis de différentes dimensions (environ 14 % du volume global) contenant du bois (9 %), des plastiques, des métaux (55 %), des filtres (11 %), des terres (7 %) et gravats ;
- de caissons métalliques (environ 6 % du volume global) d'un volume unitaire de 1 m<sup>3</sup>, contenant des tenues d'intervention.

## Reprise des déchets

*L'installation de reprise se compose de deux parties :*

- un bâtiment mobile situé au-dessus des fosses, installé sur une voie de roulement. Il se déplace au fur et à mesure de l'achèvement du traitement de chacune des fosses. Il comporte :
  - un module pour l'extraction, le tri et le traitement des déchets,
  - un module atelier avec entrée et sortie du personnel et du matériel,
  - un module SPR (Service de Prévention et Radioprotection) pour les différentes fonctions liées à la protection radiologique ;
- une unité de traitement des effluents liquides, constituée d'un hangar de traitement et d'un ensemble de cuves de 25 m<sup>3</sup> pour décantation, stockage des boues et contrôle avant transfert des effluents vers la Station de traitement du site.

### *Les opérations*

Le bâtiment est positionné au-dessus d'une des fosses et une trappe s'ouvre au dessus du regard de la fosse. Des jupes flexibles et adaptables permettent de canaliser les fuites d'air vers les systèmes de ventilation.

Un pont équipé d'un grappin permet de reprendre les déchets et de les déposer sur un convoyeur.

Les déchets sont triés, égouttés et transférés vers les deux chaînes de traitement, l'une pour les produits déchiqetables, l'autre pour les produits non déchiqetables.

Les premiers sont broyés, puis essorés par centrifugation et récupérés par gravité dans des fûts métalliques destinés au compactage, lequel se fait par campagne sur une presse mobile.

Les seconds, essentiellement des déchets métalliques de grande dimension, sont découpés en parallèle et conditionnés en CBF-K (conteneur béton fibre de type cubique) de volume extérieur d'environ 5 m<sup>3</sup>.

Les effluents liquides sont, dans un premier temps, rejetés dans la fosse avant d'être transférés vers l'installation de traitement, au sein de laquelle ils sont décontaminés par précipitation.



Une expérience de reprise des déchets anciens à La Hague

### *Les contrôles*

La contamination surfacique des fûts métalliques est contrôlée et leur irradiation est mesurée. Si nécessaire, ils sont immédiatement décontaminés. Si le débit de dose est supérieur à 2 mGy/h, ils sont placés en CBF-K. Sinon, ils sont entreposés en attente d'un compactage sur presse mobile.

La déclaration de l'activité contenue se fait par utilisation d'un spectre type calculé pour la fosse considérée.

Chacun des colis à évacuer est étiqueté par un système de code barres, de manière à faire apparaître la nature de son contenu et à permettre ultérieurement le décompte de l'activité contenue pour les déchets placés en CBF-K.

### *Le compactage*

Une presse mobile a été placée dans un bâtiment voisin. Elle traite, par campagnes, les fûts de 120 litres contenant les déchets triés et essorés.

L'identification de chaque fût est faite par un système de code barres et permet ultérieurement le décompte de l'activité introduite dans les CBF-K.

Près de 50 000 fûts ont été compactés en 3 campagnes. L'activité moyenne mesurée par fût a été de  $4,9 \cdot 10^{-4}$  Ci  $\beta$  et  $0,7 \cdot 10^{-4}$  Ci  $\alpha$  (respectivement 18 MBq et 2,8 MBq).

Une fois compactés, les fûts sont placés dans un CBF-K, à raison d'une soixantaine de fûts par CBF-K.

#### Application des principes de sûreté

La ventilation des différentes zones est réalisée de manière spécifique :

- la fosse et la zone associée sont ventilées de manière à assurer une dépression, les entrées d'air étant assurées par les fuites de la fosse ;
- la salle contenant les chaînes de traitement est ventilée par trois réseaux avec aspiration à l'entrée de la salle, aspiration au niveau du poste de découpe et aspiration des fumées.

Des lèchefrites sont installées sous tous les équipements.

Le personnel pénétrant dans les zones à risque est équipé de protections adaptées définies au cas par cas par un responsable du Service de Prévention et Radioprotection.

#### Bilan des opérations

La maîtrise de ces travaux ne doit pas masquer les difficultés rencontrées. Elles étaient principalement dues à :

- la nature même des déchets entreposés dans les fosses,
- la séparation et la gestion spécifique des déchets contenant des émetteurs alpha,
- la reprise des déchets les plus irradiants,
- les travaux de maintenance en raison de l'usure des appareils du procédé,
- la nécessité d'avoir recours à une grue de 1100 t pour déplacer l'atelier d'intervention mobile de la fosse n° 18 à la fosse n° 19 distante de 50 mètres.

La reprise des déchets s'est faite en 2 phases :

- de février 90 à mars 92 pour les déchets des fosses 1 à 17, représentant 30 % du volume global

- après juillet 92 pour les déchets des fosses 18 à 23, après prise en compte du retour d'expérience de la première phase.

Les productions sont détaillées dans le tableau ci-dessous :

#### Production de déchets solides

	Phase 1	Phase 2	Total
Nombre de fûts de 120 l	17 250	32 500	49 750
Poids des déchets métalliques (t)	88,3	634,0	722,3
Nombre de CBF-K contenant des déchets compactables	340	1 170	1 510

#### Bilan radiologique

Les doses intégrées par le personnel affecté aux travaux sont suivies mensuellement. Elles sont présentées, page suivante, année par année, en hommes.millisieverts pour toutes les opérations effectuées sur cette zone.

Les années 1990-1991-1992 ont été les années les plus fortes, en termes de dose, pour ces travaux. Elles correspondent au démarrage des travaux et à la mise au point des techniques.

On constate une diminution progressive de la dosimétrie opérationnelle annuelle, à l'exception de l'année 1995 qui correspond à la reprise des déchets plus irradiants de la fosse n° 22.

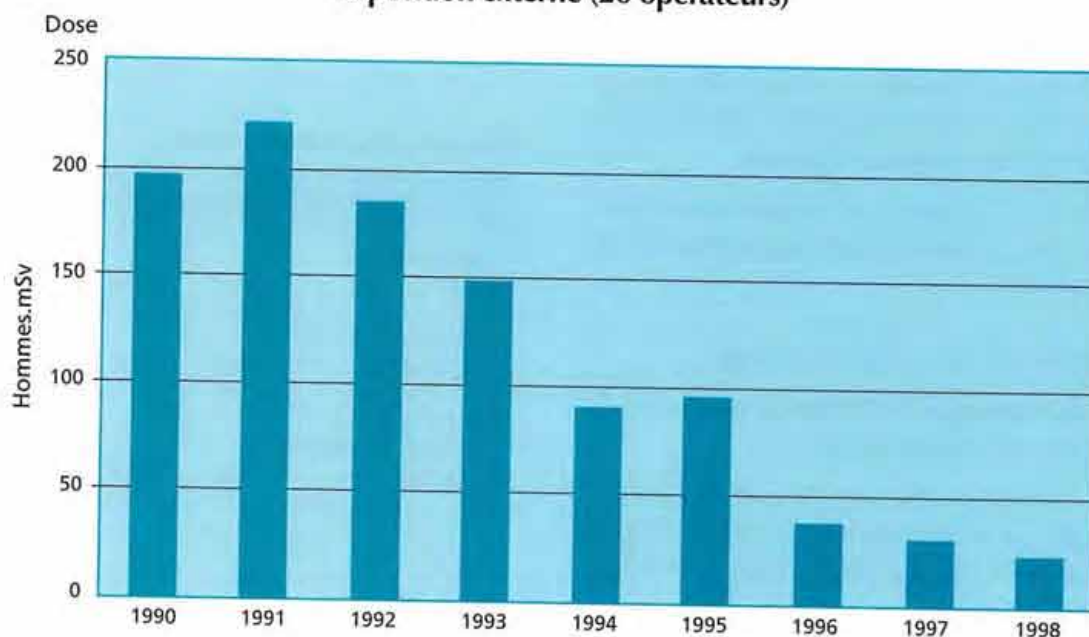
Le bilan radiologique ci-dessous montre les résultats des efforts consentis dans l'amélioration des techniques pour limiter les doses intégrées par les agents.

<b>1<sup>re</sup> Phase</b> • Total des doses intégrées	- prévisions : 500 hommes.mSv - réalisation : 441 hommes.mSv (les prévisions sont tenues)
<b>2<sup>e</sup> Phase</b> • Total des doses intégrées	- prévisions : 1000 hommes.mSv - réalisation : 581 hommes.mSv (en diminution de 40 %)

## Opérations de reprise de déchets en zone Nord-Ouest du site de La Hague

### Bilan radiologique

#### Exposition externe (20 opérateurs)



### Conclusions

Les procédés et techniques mis en œuvre, pour la reprise des déchets des fosses Nord-Ouest, ont permis d'élaborer des résidus sous assurance qualité conformes aux spécifications actuelles de stockage en France.

La planification des opérations et la rigueur apportée à leur préparation ont permis de s'adapter rapidement aux conditions rencontrées.

Le retour d'expérience a permis de progresser normalement dans l'exécution de ces travaux, tout en privilégiant deux aspects fondamentaux, à savoir :

- l'exposition radiologique la plus faible possible du personnel,
- l'absence totale d'impact sur l'environnement.

Chaque opération de reprise est un projet en soi qui doit être soigneusement préparé, notamment pour définir avec le degré de précision requis le type de conditionnement à retenir. Le type de déchets, leur forme physique, leur activité, les conditions d'accès sont autant de paramètres à prendre en compte pour définir la meilleure stratégie de reprise. Celle-ci devra s'appuyer sur les moyens de conditionnement présents sur le site, et bien sûr prendre en compte les spécifications les plus récentes de colis ultimes.



# L'intervention de l'ANDRA sur les sites pollués par des substances radioactives

par David Ladsous, département petits producteurs – ANDRA

C'est en 1994 que la pollution par du radium 226 sur les anciens Etablissements Bayard, fleuron de l'industrie horlogère en Seine-Maritime, a été découverte. Lorsqu'il s'est avéré que le propriétaire était insolvable, les pouvoirs publics se sont mobilisés pour mettre en place un dispositif en vue de mener à bien la résorption de ce type de pollution.

La mise en œuvre du dispositif s'est concrétisée à la fois par l'élaboration d'une circulaire du 16 mai 1997 à l'attention des Préfets concernés et par la création d'un fonds spécifique permettant le financement d'interventions en situation d'urgence ou en cas de carence du responsable de la pollution. Ce fonds a vu le jour en septembre 1996 au travers d'une convention signée entre l'ANDRA, le CEA, COGEMA et EDF. Les partenaires de la convention se sont engagés à financer jusqu'à dix millions de francs par an et pendant cinq ans les travaux exigés par les pouvoirs publics.

Ces derniers ont, en effet, désigné l'ANDRA comme acteur de la réhabilitation des sites pollués par des substances radioactives. Les missions lui incombant sont également définies par la circulaire du 16 mai 1997.

L'on remarque que, à l'instar des missions de réhabilitation confiées à l'ADEME pour les sites pollués par des substances chimiques, les missions de dépollution des sites radioactifs sont également encadrées par la loi du 19 juillet 1976 relative aux installations classées pour la protection de l'environnement.

La circulaire du 16 mai 1997, véritable guide d'action à l'attention des Préfets, décline tous les moyens dont dispose l'administration pour réduire les nuisances occasionnées par un site pollué dont la définition est la suivante : « un site abandonné ou en exploitation sur lequel des substances radioactives, naturelles ou artificielles, ont été, ou sont, mises en œuvre, ou entreposées, dans des conditions telles que le site présente des risques pour la santé et l'environnement ».

Dès lors qu'un risque sanitaire a été identifié par l'Office de Protection contre les Rayonnements Ionisants (OPRI), le Préfet peut demander à l'ANDRA de réaliser une étude technico-financière consistant à proposer différents types de réhabilitation en fonction de l'usage futur du site ou d'intervenir en urgence pour mettre en sécurité le site lorsque le responsable est défaillant.



Etablissements Bayard à Saint-Nicolas-d'Aliermont



Etablissements Bayard : réalisation d'une mesure de radioactivité par un expert de l'ANDRA

Dans des cas rares, certains sites pollués peuvent s'avérer « orphelins » c'est-à-dire que l'on n'arrive plus à déterminer les responsables, ou alors, lorsque ceux-ci existent, ils sont entièrement insolubles. Dans ces cas, l'ANDRA peut être désignée après accord des Ministères de l'Environnement et de l'Industrie comme maître d'ouvrage délégué de la réhabilitation. Les missions de l'ANDRA consistent alors à réaliser un diagnostic de la situation, à proposer des solutions de réhabilitation, à surveiller les travaux et à rendre compte au Préfet.

A ce jour, deux sites ont été déclarés « orphelins » sur le plan administratif.

Le site des « réveils Bayard » a été le premier site sur le territoire national à être déclaré « orphelin ». Ce site était pollué par du radium 226 contenu dans les cendres résultant de l'incinération des déchets de peintures luminescentes.

L'opération d'assainissement a démarré en 1994 ; elle est en cours d'achèvement par l'intervention de l'ADEME visant à éliminer l'ensemble des déchets banals et spéciaux encore présents. Auparavant, sous le contrôle de l'ANDRA, environ 1000 m<sup>3</sup> de terres contami-

nées avec en moyenne 30 Bq/g de radium 226 « tête de chaîne » ont été retirés. Ces déchets sont actuellement entreposés au CEA sur le centre de Cadarache, en attente de reprise par l'ANDRA sur un site de stockage dédié aux déchets radifères.

Les seuils de réhabilitation ont été fixés par le Bureau de la radioprotection de la Direction Générale de la Santé en fonction de l'usage futur du site. En l'espèce, il a été demandé d'enlever toute contamination supérieure à 5 Bq/g en radium 226 et 1µGy/h afin de respecter, sur la base d'un scénario d'exposition, une dose annuelle inférieure à 1 mSv pour une personne du public.

Cette opération a coûté 22 MF et a bénéficié de subventions du Fonds Européen de Développement Economique Régional à hauteur de 5,2 MF qui ont été, pour la première fois, débloqués pour la décontamination d'un site radioactif.

En 1997, un deuxième site a été déclaré « orphelin ». Il s'agit d'une entreprise de fabrication de briquets, située dans la Marne, dont les terrains sont pollués par des déchets radioactifs résultant du traitement de sable de monazite, produit naturel riche en thorium. Ce traitement permettait d'extraire du cérium constituant de la pierre à briquet et des produits thorifères.

Les pratiques de l'époque ont conduit à une contamination étendue de bâtiments ainsi que de la digue longeant la rivière. Cette digue a été constituée en grande partie avec les résidus de fabrication ce qui pose donc un double problème technique : gérer un volume important de déchets et intégrer des solutions de régulation du cours d'eau afin de limiter les crues et l'érosion des berges.

Transposer les options prises sur le site Bayard conduirait à des coûts très élevés : l'approche de la réhabilitation de ce site est donc différente. Celle-ci s'inscrit dans la réflexion en cours aux Ministères de l'Environnement et de la Santé, qui ont confié à l'IPSN, en concertation avec les différentes institutions, la réalisation d'un guide méthodologique relatif à la gestion des sites contaminés par des substances radioactives.

L'ANDRA a mis en œuvre une méthode conforme à celle préconisée par le Ministère de l'Environnement dans le cadre de la ges-

tion des sites pollués, qui repose sur une étude des sols et la proposition de solutions de réhabilitation en fonction de l'usage futur du site.

L'enjeu consiste donc à proposer des solutions alternatives au retrait de la totalité des déchets tout en respectant l'objectif sanitai-

re, et en veillant à intégrer les besoins des futurs utilisateurs du site.

La définition de la solution retenue devra prendre en compte au maximum les intérêts des différents acteurs concernés.

Les propositions de l'ANDRA seront transmises au Préfet avant la fin de l'année.

## L'expertise de l'OPRI sur les sites contaminés

par Jean-Luc Pasquier, Directeur de la stratégie scientifique et technique – Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI)

L'OPRI exerce une mission d'expertise « propre à assurer la protection de la population contre les rayonnements ionisants » et intervient ainsi sur des sites radio-contaminés en vue de leur caractérisation radiologique et de l'évaluation des risques. Ces sites sont divers tant par leur nature que par l'urgence des actions à engager. Il en résulte que l'action de l'OPRI doit en permanence s'adapter, le principal facteur commun à toutes ces « affaires » étant la complexité.

Si l'on fait abstraction des fausses alertes, qui manifestent de vraies angoisses de personnes inquiètes de résider en des lieux qu'elles qualifient sans fondement de radioactifs, les sites contaminés sur lesquels l'OPRI intervient répondent à quelques caractéristiques principales. Il peut s'agir tout d'abord de friches industrielles ou médicales ayant abrité des activités de raffinage du radium ou d'utilisation d'objets en contenant, et ayant laissé sur place des résidus radifères plus ou moins homogènes et actifs. Ces situations correspondent à des sites recensés en Ile-de-France, qui datent du début du siècle. Les questions qu'elles posent ne sont certes pas aisées à résoudre mais elles ne sont pas les plus complexes, car, sauf exception, la configuration de l'endroit permet le plus souvent d'opérer un bon diagnostic, de repérer les points chauds et de sécuriser l'ensemble. Le rôle de l'OPRI consiste ici, après caractérisation de l'état radiologique, à en rendre compte aux autorités publiques qui, ultérieurement, décident d'en restreindre l'accès, de le baliser, de l'assainir ou d'imposer des servitudes si l'objectif est de le réoccuper.

A l'issue du nettoyage, l'OPRI procède à de nouvelles mesures sur site pour vérifier que les objectifs de décontamination – fixés par la Direction Générale de la Santé – ont été atteints. L'expérience montre pourtant que, même dans les cas les plus simples, il est difficile de clore un dossier, du fait de la conjugaison de nombreux facteurs d'inertie parmi lesquels figurent l'absence de lieux de stockage accessibles pour les déchets radifères et une incapacité générique à s'engager officiellement sur des niveaux de radioactivité en deçà desquels l'innocuité pourrait être considérée comme garantie. Le contexte devient plus délicat lorsque la friche industrielle a disparu pour laisser place depuis fort longtemps à des pavillons ou à une école maternelle. Il se complexifie encore – comme ce fut le cas récemment dans une clinique désaffectée du Nord de la France – lorsque les locaux occupés clandestinement contiennent, éparés au milieu d'immondices, des objets médicaux en radium. Le problème revêt alors une autre dimension, celle de l'urgence sanitaire. Outre les actions de dépollution, le diagnostic médico-social s'impose enfin lorsque des salariés ou des populations sont susceptibles d'avoir été exposés sans même le soupçonner aux rayonnements provenant d'éléments radioactifs naturels utilisés dans le cadre d'une production traditionnelle ancienne.

A l'heure actuelle, ces situations concernent plutôt des pollutions par des radioéléments naturels, mais elles peuvent être généralisées aux cas de contamination par des radioéléments artificiels. En tout état de cause, elles renvoient toutes à des solutions correctives adaptées, techniques, médicales ou épidémiologiques. Mais il faut être conscient qu'il existe aussi des circonstances où aucune solution de décontamination n'est envisageable et où la responsabilité d'un organisme public est d'inciter à la gestion d'un risque en l'appréhendant correctement plutôt que de viser systématiquement à son éradication utopique, et par conséquent décourageante.

## Qu'est ce que l'inventaire national des déchets radioactifs ?

par B. Pallard, Responsable de l'observatoire de l'ANDRA

L'inventaire de l'ANDRA répertorie tous les sites géographiques où se trouvent des déchets radioactifs sur le territoire national (article 13 de la loi du 30/12/1991). C'est un document public réalisé pour les pouvoirs publics et pour chaque citoyen qui en fait la demande.

Depuis 1993, il est régulièrement publié et réactualisé ; la dernière édition publiée en septembre 1998, a été diffusée à près de 10 000 exemplaires. Une 7<sup>e</sup> édition est en préparation.

Le champ de cet inventaire est très large puisque la loi n'en précise aucune limite, pas plus qu'elle ne fixe de niveau minimum de radioactivité à prendre en compte.

Les stockages ou entreposages de déchets ne sont pas seuls concernés ; une grande installation nucléaire (INB) ou un simple laboratoire de recherche médicale ou universitaire qui détient un stock tampon de déchets, conditionnés ou non, sous forme liquide ou solide, est déclaré à l'inventaire.

Si l'inventaire garde la mémoire des productions actuelles, mais aussi de certaines productions futures (une installation déclassée représente dès maintenant un volume potentiel de déchets lorsque son démantèlement interviendra), il s'intéresse également aux productions du passé à une époque où la préoccupation déchets, les contraintes réglementaires et la protection de l'environnement étaient tout autres.

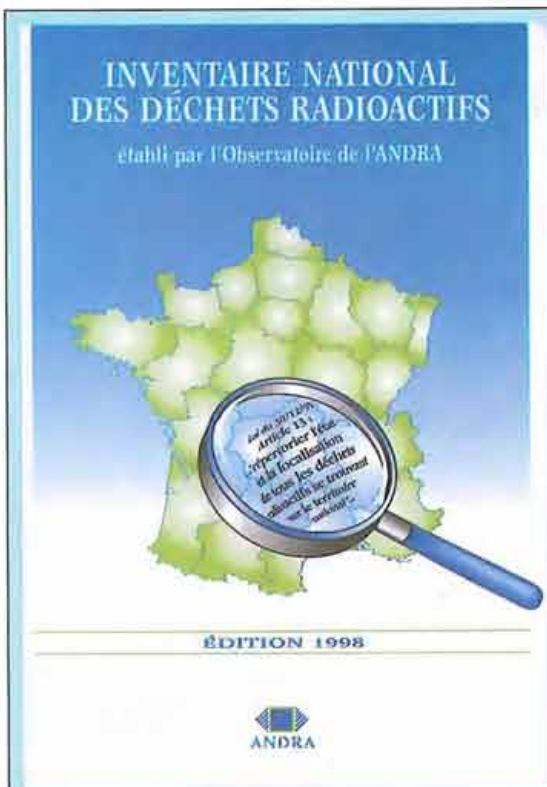
Concrètement, l'inventaire est donc un état des lieux où se trouvent des déchets radioactifs. 1 200 sites sont ainsi répertoriés : plus de 900 correspondent à des adresses de petits producteurs livrant occasionnellement ou régulièrement des déchets à l'ANDRA (nombreux centres hospitalo-universitaires, unités de recherche diverse de l'INSERM ou du CNRS, établissements des armées, etc.) et environ 230 font l'objet d'une ou plusieurs fiches descriptives. Il est intéressant de noter que les trois principaux producteurs n'occupent qu'un peu plus du quart des 266 fiches du catalogue : 20 pour les centrales d'EDF, 16 pour les entreposages du CEA, 23 pour COGEMA dont 20 pour les anciennes exploitations d'uranium et 13 pour diverses installations déclassées.

Les autres fiches concernent notamment les usines et entreprises de l'industrie nucléaire, les installations de la défense nationale, certaines décharges utilisées par le passé, et des industries non nucléaires.

Cette dernière catégorie retient particulièrement l'attention de l'observatoire de l'ANDRA chargé d'actualiser l'inventaire. En effet, l'industrie nucléaire est jeune (50 ans) mais l'utilisation des propriétés de la radioactivité est deux fois plus ancienne. Dès le début du siècle, d'importantes quantités de matière première contenant de l'uranium et/ou du thorium ont été régulièrement importées pour être traitées sur place : minerai d'uranium pour les usines d'extraction de radium, phosphates naturels pour la production d'engrais, sables à zircons ou monazites pour les besoins de l'industrie. Ces anciens lieux de production ou de transformation sont autant de sites pouvant potentiellement présenter des contaminations durables plus ou moins oubliées de tous. Des dizaines de milliers de tonnes sont concernées pour les seules activités industrielles de séparation des terres rares et de fabrication de produits réfractaires.

Ces sites anciens sont répertoriés à l'inventaire, indépendamment de toute éventualité de risques, dès lors que des mesures radiologiques ont confirmé la présence de matériaux contaminés constituant des déchets radioactifs.

Contrairement à ce qui est souvent dit ou compris, l'inventaire n'est pas un recueil de sites pollués par des substances radioactives artificielles ou naturelles. Les sites qui y sont répertoriés le sont parce qu'ils contiennent des déchets radioactifs et n'ont, à ce titre, rien à voir avec une quelconque contamination. Moins d'une quinzaine de sites correspondent effectivement à des sites contaminés.



Délibérément factuelles, les fiches de l'inventaire retranscrivent sans commentaire ni jugement les informations recueillies ; aucune indication n'est donnée sur la dangerosité potentielle des produits décrits. En effet, l'ANDRA n'a pas à se substituer aux actions des autorités de l'Etat en matière de sûreté, de protection sanitaire ou de contrôle du respect de la réglementation qui relèvent de différentes administrations.

L'inventaire est établi sur la base des déclarations que l'ANDRA sollicite régulièrement auprès des producteurs exploitants d'installations. C'est un acte concret de transparence de la part de ces détenteurs auprès desquels l'ANDRA collecte systématiquement l'information qu'elle recoupe auprès d'autres sources, notamment les associations de protection de l'environnement. La mission d'inventaire est bien de collecter cette information pour la rendre accessible au public, en termes compréhensifs de tous.

On l'a vu, le champ de l'inventaire est vaste ; il ne saurait donc être exhaustif, en particulier parce qu'il est difficile de reconstituer l'histoire industrielle de nos prédécesseurs, celle de la première moitié du siècle mais aussi celle des années plus récentes (1950-1960). De ce point de vue, l'ANDRA reste très attentive à toutes les sources d'informations possibles (enquêtes historiques, appels aux associations de protection de l'environnement, rencontres avec d'anciens salariés, etc.) pour enrichir progressivement les éditions successives de l'inventaire.

La démarche d'inventaire est une mission permanente d'organisation de notre mémoire collective pour laquelle il existe une attente réelle de nos concitoyens, qui sont chaque année de plus en plus nombreux à demander la localisation des déchets radioactifs en France.

**N.B. :** L'inventaire national des déchets radioactifs de l'ANDRA a déjà fait l'objet d'un article plus détaillé dans la revue Contrôle n° 118 du mois d'Août 1997.

## Les sites industriels pollués (hors industrie nucléaire)

par **Bruno Sauvalle**, Service de l'Environnement Industriel,  
Direction de la Prévention des Pollutions et des Risques,  
Ministère de l'Aménagement du Territoire et de l'Environnement

La remise en état en fin d'activité et la dépollution des sites industriels non nucléaires sont effectuées dans le cadre prévu par la loi du 19 juillet 1976 relative aux installations classées pour la protection de l'environnement.

Rappelons tout d'abord quelques ordres de grandeurs : on compte en France environ 500 000 installations classées pour la protection de l'environnement soumises à déclaration et 65 000 soumises à autorisation, dont le suivi relève de 700 inspecteurs des installations classées. Il convient de rajouter à cette évaluation les installations aujourd'hui arrêtées, susceptibles d'avoir laissé des pollutions de sol, dont le nombre est de quelques centaines de milliers. Le recensement national des sites pollués appelant une action de l'administration, publié en 1997, listait 896 sites. 34 % de ces sites sont aujourd'hui traités, 22 % étaient en cours de traitement en 1998, et 40 % font l'objet d'études ou d'une surveillance. Les situations rencontrées dans ce recensement sont extrêmement diverses : anciennes décharges, grands sites sidérurgiques ou chimiques, installations de traitement de surface, stations service, anciennes usines à gaz, etc.

Les travaux à réaliser sur un site pollué sont définis par arrêté préfectoral, sur proposition de l'inspecteur des installations classées, après passage en conseil départemental d'hygiène. Les prescriptions sont établies en fonction de deux principes importants : tout d'abord, ces travaux doivent résulter d'une évaluation des risques et des impacts susceptibles d'être causés sur le site ; ensuite, il convient de tenir compte de l'utilisation du site.

L'évaluation des risques susceptibles d'être causés par un site pollué n'est pas un exercice simple. Elle nécessite en effet d'estimer non seulement la quantité et la nature des

polluants présents, mais aussi d'examiner les différentes voies de transfert susceptibles d'entraîner une migration de ces derniers vers les cibles à protéger. Ceci concerne par exemple le transfert par les eaux souterraines pouvant affecter les puits ou captages d'eau potable situés à proximité, le transfert vers l'homme par le biais des cultures ou, plus simplement, l'ingestion de poussières ou l'inhalation de vapeurs.

La réalisation d'une évaluation des impacts susceptibles d'être causés par un site pollué nécessite par conséquent de connaître l'usage auquel celui-ci est destiné : les risques liés à l'utilisation d'un site pour la construction de logements avec jardins potagers et présence de jeunes enfants ne sont pas du tout les mêmes que ceux attachés à une utilisation industrielle du site. Il est fréquent qu'une ancienne friche industrielle, qui ne posait pas de problèmes particuliers jusqu'alors, nécessite de lourds travaux de dépollution en cas de réaménagement, par exemple pour la construction d'une école.

Une méthodologie formalisée a été définie par le ministère de l'aménagement du territoire et de l'environnement pour la réalisation des évaluations de risques liés à des sites pollués. Elle comprend deux étapes : en premier lieu, le diagnostic initial et l'évaluation simplifiée des risques visent à effectuer une première analyse essentiellement qualitative de la pollution présente sur le site et des voies de transfert. Cette étude commence par une phase documentaire permettant de reconstituer l'histoire du site industriel et des activités exercées, suivie d'une campagne légère de prélèvements dans les sols et les eaux souterraines. Cette évaluation simplifiée des risques aboutit, en utilisant une méthode de notation multicritère, à classer le site dans une des trois classes suivantes :

Classe 1 : site nécessitant des investigations approfondies ;

Classe 2 : site nécessitant une surveillance ;

Classe 3 : site ne nécessitant pas de mesures particulières, compte tenu de son usage.

Plus de 500 évaluations simplifiées des risques ont été réalisées en 1998. 16 % des études aboutissent à une cotation en classe 1.

Lorsqu'un site pollué est en classe 1, il doit faire l'objet d'un diagnostic approfondi et d'une évaluation détaillée des risques. Le diagnostic approfondi cherche à définir l'extension de la pollution et à comprendre les mécanismes de diffusion des polluants, en procédant aux analyses nécessaires dans le sol et les eaux souterraines et superficielles. L'évaluation détaillée des risques est ensuite effectuée sur la base de scénarios d'exposition définis en fonction de l'usage du site. Une identification correcte des cibles à protéger est indispensable et nécessite une réflexion au cas par cas. Par exemple, si le site n'est pas clôturé et est situé à proximité d'une aire de pâturage, il pourra être nécessaire d'examiner le risque d'un empoisonnement des troupeaux susceptibles de pénétrer sur le site. De même, il est généralement souhaitable de repérer les puits privés situés au voisinage d'un site et leurs utilisations. Par ailleurs, les mécanismes de transfert peuvent être d'une grande complexité : ainsi, certains ferrocyanures sont insolubles à pH neutre, mais deviennent lixiviables et donc susceptibles de polluer les nappes phréatiques lorsque le pH du sol est perturbé à l'occasion de travaux d'aménagement.

Deux organismes publics, l'INERIS et le BRGM, apportent leur appui technique à l'inspection des installations classées pour l'examen des études réalisées dans ce cadre.

Les travaux de réhabilitation demandés aux industriels visent à prévenir les impacts potentiels tels qu'ils ont été appréhendés dans l'évaluation de risque. Outre l'excavation et la mise en décharge des terres polluées, le traitement thermique, le confinement et les méthodes biologiques sont les techniques les plus couramment pratiquées.

En cas de pollution des eaux souterraines, le traitement du site commence généralement par la pose de pompages de rabattement permettant d'éviter une extension supplémentaire de la pollution en inversant localement le sens de l'écoulement de la nappe. Pour les produits organiques volatils, des techniques peu coûteuses de ventilation et d'extraction de vapeurs peuvent donner de bons résultats. Les pollutions métalliques sont les plus difficiles à traiter, seuls l'excavation et le confinement étant généralement envisageables.

Certaines installations classées pour la protection de l'environnement présentent des risques liés à la radioactivité et sont remis en état en prenant en compte les mêmes principes que précédemment. Ceci concerne en particulier les stockages de résidus d'extraction des mines d'uranium, qui représentent près de 50 millions de tonnes, et sont traités par confinement sur place.

En conclusion, il convient d'insister sur l'importance des opérations de surveillance, que ce soit avant ou après le traitement du site. Un suivi régulier de la qualité des eaux souterraines à proximité d'un site susceptible d'être pollué est nécessaire pour pouvoir détecter l'apparition d'une pollution et prendre à temps les mesures nécessaires. Mais il est aussi extrêmement utile sur un site dont la pollution est avérée pour apprécier son évolution dans le temps et donc distinguer une situation stabilisée, ce qui est généralement le cas des sites les plus anciens, des cas où la pollution des eaux souterraines continue de s'aggraver.



# Quelles filières d'élimination pour les déchets radioactifs actuellement sans exutoire ?

par Daniel Jousselin, Chef des projets nouveaux – ANDRA

## Introduction

La gestion des déchets anciens ou provenant de sites pollués s'intègre dans la gestion globale des déchets radioactifs que le législateur a confiée à l'ANDRA par la loi du 30 décembre 1991. Cette Agence est ainsi chargée de concevoir, d'implanter et de réaliser les nouveaux centres de stockage compte tenu des perspectives à long terme de production et de gestion des déchets.

C'est dans ce cadre législatif précis que l'ANDRA a lancé dès 1993 les études de développement de filières d'évacuation destinées notamment aux déchets radifères (déchets contenant des radionucléides naturels) et aux déchets de très faible activité (déchets TFA).

## Les pratiques constatées dans le passé

La gestion des déchets radioactifs est généralement basée sur des catégories établies à

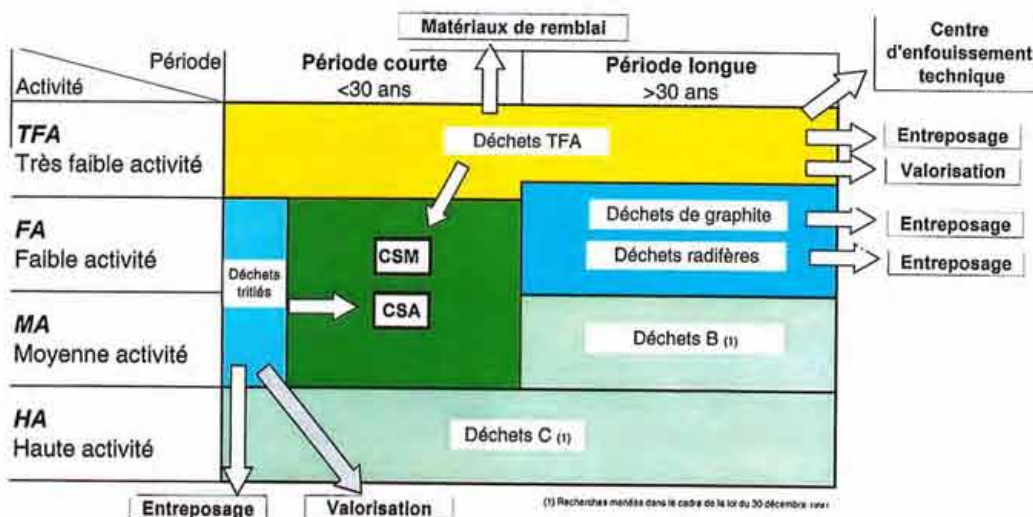
partir de la période radioactive et des niveaux d'activité des radionucléides dominants. C'est ainsi que l'on recense les principales catégories suivantes (voir figure 1) :

- déchets TFA,
- déchets tritiés,
- déchets de faible activité (FA) et moyenne activité (MA) à vie courte, dits déchets A,
- déchets radifères,
- déchets de graphite,
- déchets de moyenne activité à vie longue, dits déchets B,
- déchets de haute activité, dits déchets C.

Les déchets FA/MA représentant environ 90 % de l'ensemble<sup>1</sup>, la France s'est dotée dès 1969 du centre de stockage de la Manche (CSM) destiné à les recevoir. La création de ce centre constituait à cette époque un progrès considérable alors que d'autres pays se contentaient d'immerger les déchets en mer.

1. Non comptés les déchets TFA.

Figure 1 : Illustration de pratiques adaptatives pour les principales catégories de déchets



Légende

Installation de stockage :

CSA

Catégorie de déchets :

Déchets TFA



En 1992, le centre de l'Aube a pris le relais pour une durée estimée à au moins 50 ans.

Cependant, on a assisté à des difficultés dans la gestion des déchets des autres catégories qui ont pu conduire à certaines pratiques adaptatives faute d'exutoire final disponible. Les déchets TFA ont ainsi parfois été utilisés en matériaux de remblai<sup>(2)</sup>, envoyés en décharges classées, envoyés au CSM, valorisés ou mis en entreposage en dehors de tout contrôle de l'administration. De même, les déchets contenant des radioéléments naturels ont été utilisés en matériaux de remblai<sup>(2)</sup> (pour les moins actifs), ou encore mis en entreposage. Les déchets de graphite ainsi que les déchets B et C sont des déchets entreposés de façon sûre par les industriels du secteur nucléaire sous le contrôle de la DSIN en l'attente d'un stockage ad hoc. Ce ne sont pas des catégories de déchets concernées par les déchets anciens ou les sites pollués.

On constate que ces pratiques adaptatives ont permis de résoudre un problème mais ont généré des surcoûts pour les propriétaires et ont conduit à des pratiques échappant au contrôle de l'administration. Il convenait donc de créer des filières d'évacuation mieux adaptées.

### **Demande de création de filières nouvelles**

A partir du début des années 90, les pouvoirs publics ont souhaité que soit développées des filières spécifiques. Le législateur ayant confié cette mission à l'ANDRA, celle-ci a dû développer des solutions industrielles sûres et économiquement acceptables.

La faisabilité d'un nouveau stockage est donc soumise à trois critères principaux et interdépendants dont l'analyse permet de rechercher une solution optimale :

- le critère financier,
- le critère de sûreté,
- le critère temporel.

Le critère financier comprend le coût de l'ensemble des prestations associé à l'évacuation des déchets : caractérisation, conditionnement des déchets, transport, stockage et surveillance. L'ANDRA détermine pour une filière donnée de stockage le coût complet de prise en charge (par colis, par m<sup>3</sup> ou par

tonne). L'ANDRA intervient indirectement sur les coûts de caractérisation et de colisage par le biais des spécifications d'acceptation des déchets qu'elle propose et qui sont approuvées par l'administration (DSIN ou préfet DRIRE). C'est ce coût global qui est important pour le propriétaire. L'évolution de la quantité de déchets susceptible d'être orientée vers la filière et la réalité des livraisons constatées durant l'exploitation sont très dépendantes du critère financier. Il y a là un risque financier non négligeable que l'ANDRA doit assumer dans ses projets. On se souviendra que le centre de l'Aube a été dimensionné pour 30 000 m<sup>3</sup>/an et que les livraisons constatées ces dernières années sont voisines de 15 000 m<sup>3</sup>/an.

Le critère de sûreté comporte deux aspects distincts. Le premier est le respect de la réglementation en vigueur, le second est le choix du niveau de sûreté que l'on souhaite obtenir pour la solution étudiée. On conçoit clairement que, quelle que soit la solution étudiée, celle-ci peut induire sur des périodes très longues (plusieurs milliers ou dizaines de milliers d'années) des impacts faibles mais néanmoins détectables à proximité du site. Faut-il rejeter la solution ? Le niveau de sûreté à obtenir pour une solution donnée doit être suffisant pour intégrer durablement le centre dans son environnement, parfois sur de longues périodes, et pour améliorer significativement la situation actuelle dans le cadre du principe ALARA<sup>3</sup>.

Le critère temporel est également fondamental, car il détermine le coût de l'entreposage des déchets en attente de stockage. Si ce délai est trop long, il peut inciter le propriétaire à rechercher une solution alternative en déviant les déchets vers une autre filière (moins adaptée) et ainsi déstabiliser l'équilibre financier du stockage projeté.

Ces trois critères sont bien entendu interdépendants. Il faut donc réaliser des choix pour déterminer des solutions qui soient acceptables par les propriétaires qui financent et qui font le plus souvent un choix sur les seules considérations financières et temporelles.

Il convient de souligner que les industriels français qui ont à évacuer des déchets anciens ou ont à réhabiliter des sites indus-

2. Ces pratiques n'ont plus cours depuis plus de dix ans.

3. As Low As Reasonably Achievable.

triels pollués ne peuvent le faire que si la rentabilité de l'entreprise le permet. On constate malheureusement que la concurrence avec des pays moins soucieux de leur environnement met parfois les entreprises françaises en difficulté.

**Solutions pratiques développées**

L'ANDRA, depuis 1993, a développé une activité « Projets Nouveaux » chargée d'inventorier les déchets, de les regrouper en catégories homogènes et de développer de nouveaux concepts de stockage permettant de mettre en place des solutions industrielles sûres et d'un coût acceptable. Les quatre projets industriels actuellement développés devraient permettre de gérer de façon cohérente la quasi totalité des déchets radioactifs (voir figure 2).

*Stockage de déchets TFA*

Ce centre est destiné principalement aux déchets inertes et aux déchets DIS et DIB issus principalement de l'activité nucléaire mais également de l'évacuation de déchets anciens provenant de refus de mise en décharge ou de réhabilitation de sites de démantèlement d'anciennes usines ou assainissement de sites. Ce centre aura une capa-

cité de 750 000 t et sera exploité durant 30 ans. Le concept actuellement étudié par l'ANDRA devrait faire l'objet dans les prochaines semaines de concertations avec l'ensemble des acteurs concernés.

*Stockage de déchets radifères*

Ce centre est destiné aux déchets radifères (déchets contenant des radioéléments naturels, dont le radium). D'une capacité de 100 000 m<sup>3</sup> environ, il est destiné principalement aux déchets anciens de procédés et aux terres contaminées provenant de l'assainissement d'anciens sites contaminés au radium ou au thorium comme celui de Bayard.

Le concept de stockage en subsurface procure une sûreté satisfaisante (grâce à un module de confinement qui assure la rétention des radionucléides sur le long terme) et reste réversible durant la période de surveillance.

*Stockage de déchets de graphite*

Ce centre est destiné à recevoir les déchets de graphite provenant du modérateur des réacteurs UNGG soit environ 25 000 t de déchets (non conditionnés).

Le concept de stockage retenu pour ce type de déchets permet de sélectionner un contexte géologique identique à celui retenu pour les déchets radifères ; de ce fait, le

Figure 2 : Filières disponibles à moyen terme pour la gestion des déchets radioactifs

Activité	Période	
	Période courte <30 ans	Période longue >30 ans
<b>TFA</b> Très faible activité	Stockage de déchets TFA	
<b>FA</b> Faible activité	Déchets tritiés	CSA
		Déchets B (1)
<b>MA</b> Moyenne activité		Déchets B (1)
<b>HA</b> Haute activité	Déchets C (1)	

(1) Recherches menées dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991

Légende

Installation de stockage :



Catégorie de déchets :

Déchets C

centre de stockage de déchets de graphite et le centre de stockage de déchets radifères pourraient être réalisés à proximité l'un de l'autre afin d'optimiser les études et travaux d'implantation et également l'exploitation et la surveillance du site.

#### *Entreposage de déchets radioactifs*

La mise en place de stockages dédiés ne se fait que dans le cadre d'un processus décisionnel impliquant l'administration et les représentants locaux ; les délais sont relativement longs. Pour répondre rapidement aux différentes demandes qui lui sont faites, l'ANDRA développe un projet d'installation d'entreposage national de déchets radioactifs destiné à regrouper rapidement les différents déchets disséminés sur le territoire

national et à pouvoir ainsi les gérer de façon sûre et contrôlée.

L'ANDRA met progressivement en place des filières d'évacuation de déchets vers des stockages adaptés d'un point de vue sûreté et d'un point de vue coût. Le stockage TFA pourrait être opérationnel en 2002 et les stockages de déchets radifères et de graphite vers 2005/2006. L'installation d'entreposage pourrait assurer la transition pour les déchets disséminés.

D'ici quelques années, ces nouvelles installations industrielles permettront une gestion sûre et contrôlée de l'ensemble des déchets radioactifs produits sur le territoire national. Ainsi l'ANDRA aura rempli sa mission, située au point de rencontre des considérations économiques, de société et d'environnement.

# L'expérience des Etats-Unis d'Amérique en matière de réglementation du déclassé

par **John T. Greeves**, Directeur du département pour la gestion des déchets, US Nuclear Regulatory Commission (USNRC)

**Giorgio N. Gnugnoli**, Analyste en chef, département pour la gestion des déchets – US Nuclear Regulatory Commission (USNRC)

De nombreux pays, parmi lesquels les Etats-Unis d'Amérique (USA), réglementent les activités de déclassé selon deux catégories d'installations. Dans la première catégorie se trouvent les installations les plus importantes du cycle du combustible (par exemple les centrales nucléaires), avec quelques centaines d'exploitants. La deuxième catégorie comprend les organismes médicaux et industriels autorisés à utiliser les substances radioactives ; il en existe des dizaines de milliers. Il va de soi que l'approche adoptée en vue de délivrer des autorisations de déclassé des réacteurs n'est pas la même que pour la deuxième catégorie.

Les Etats-Unis font appel à plusieurs organismes réglementaires pour le contrôle du déclassé et de la décontamination des installations faisant partie du cycle du combustible ainsi que d'autres sites et installations contaminés : l'Agence américaine pour la protection de l'environnement, la Commission pour la réglementation de l'industrie nucléaire (Nuclear Regulatory Commission, NRC) et le ministère de l'énergie. A première vue, cette approche peut paraître difficile à appliquer, mais elle permet de contrôler et d'équilibrer l'application des principes en matière de santé et de sécurité à l'utilisation des matières nucléaires.

Des recommandations en matière de déclassé fondées sur l'évaluation des risques sont actuellement en cours d'élaboration et devraient permettre une analyse coût-avantages de la mise en œuvre des objectifs de sûreté, des domaines nécessitant des efforts de la part des exploitants et des moyens d'utiliser plus efficacement les ressources destinées à garantir la sûreté des installations. Il est nécessaire d'adopter une approche équi-

librée en ce qui concerne le déclassé des sites et des installations, afin d'atteindre des objectifs adéquats dans le domaine de la protection de la santé et de la sécurité, sans mettre en cause les avantages pour la société de l'utilisation pacifique de l'énergie et des matières nucléaires.

## L'expérience acquise aux Etats-Unis dans le domaine du déclassé et le cadre réglementaire créé durant les dix dernières années

En 1988, la NRC s'est mise à établir des normes en matière de déclassé, en promulguant la loi qui précisait que les exploitants devaient constituer des fonds suffisants pour couvrir les frais de déclassé. La loi stipulait également que les exploitants devaient transmettre des projets de déclassé définissant les activités prévues. De 1993 à 1997, la réglementation de la NRC a été modifiée afin de répondre à des questions importantes (par exemple, l'achèvement du déclassé en temps et en heure). Les procédures de déclassé des réacteurs nucléaires ont été codifiées en 1996 et la réglementation précisant les critères radiologiques en cas de cessation d'une autorisation – y compris les activités autres que celles associées aux réacteurs – a été mise au point en 1997.

### *Respect des délais de déclassé*

Même après l'entrée en vigueur de la réglementation en 1988, certains exploitants ont tardé à déclasser leurs installations, créant ainsi une situation où la NRC s'est trouvée contrainte d'exiger des exploitants qu'ils établissent des plannings garantissant l'achève-

ment du déclassé en temps et en heure. Le déclassé tardif pourrait poser des problèmes si un exploitant devait rencontrer des difficultés financières, conduisant à un manque de fonds destinés à l'assainissement, ou si le personnel ayant une bonne connaissance de l'installation devait se réduire, ou s'il devenait difficile d'assurer le confinement des matières radioactives. Afin de pallier cette situation, la NRC a fixé à deux ans la période durant laquelle une installation peut rester inactive ; une fois cette période écoulée, un projet de déclassé doit être proposé.

### *Critères radiologiques*

En 1997, la NRC s'est penchée sur une autre question qui n'avait pas été entièrement résolue par la réglementation de 1988. La NRC a établi des critères radiologiques destinés à appuyer les décisions de cessation d'autorisation. L'une des dispositions a précisé qu'un site pouvait être libéré pour une utilisation inconditionnelle et l'autorisation résiliée si la dose à l'individu moyen d'un groupe de référence ne dépassait pas 0,25 millisievert (mSv) par an, à condition que la dose soit également aussi faible que raisonnablement possible (principe ALARA). La limite de 0,25 mSv par an a été adoptée car considérée comme une fraction raisonnable de la limite de dose à la population, soit 1 mSv par an. Une disposition complémentaire a stipulé qu'un exploitant pouvait résilier son autorisation en libérant un site pour une utilisation *conditionnelle* s'il était possible de démontrer que : (1) il n'était pas conforme au principe ALARA de réduire l'activité à des niveaux permettant une utilisation inconditionnelle du site, (2) des contrôles institutionnels pouvant être légalement imposés étaient en place pour assurer que la dose ne dépassait pas 0,25 mSv par an, compte tenu des restrictions en vigueur, (3) la dose ne dépasserait pas 1 mSv par an en cas de défaillance des restrictions et (4) la population locale avait eu la possibilité de s'exprimer au sujet des restrictions.

### *Autres aspects de la sûreté en matière de déclassé*

Le règlement de la NRC a été modifié pour exiger des exploitants qu'ils établissent un système assurant la mise à disposition des dossiers de déclassé, tels que les histo-

riques de rejets ou de déversements accidentels, pendant la période de déclassé. Dans le cas où il ne reste plus de personnel expérimenté ayant travaillé dans l'installation, des dossiers bien tenus peuvent faciliter le déclassé en attirant l'attention sur des zones ou des équipements impliqués dans des incidents par le passé.

## **Voies de progrès – Enseignements tirés**

### *Sites déclassés*

La NRC met fin à environ 300 autorisations par an. La plupart de ces activités de déclassé concernent des cas simples et courants impliquant des sources scellées et des utilisateurs d'appareils de mesure, et des exploitants pouvant les déclasser en utilisant des méthodes de réhabilitation simples, applicables à l'exploitation normale. Néanmoins, 19 centrales nucléaires, 9 réacteurs de recherche, 6 réacteurs expérimentaux et environ 40 installations où sont utilisées des matières radioactives non courantes sont en cours de déclassé sous le contrôle de la NRC.

En 1990, la NRC a établi le Plan de gestion du déclassé des sites afin de concentrer les moyens humains sur des cas de déclassé difficiles impliquant des matières radioactives non courantes. Les installations et activités concernées par le plan comprenaient des réacteurs, des usines de fabrication de combustible, des cellules chaudes, des usines de production de verre au thorium et des installations de recherche, d'extraction de métaux et de stockage. Les cas difficiles concernaient des exploitants aux prises avec d'importantes quantités de sols contaminés et autres matières, des eaux souterraines contaminées, des installations dont l'autorisation avait pris fin auparavant mais où une contamination supplémentaire avait été identifiée, ou bien des garanties financières inadéquates. Depuis 1990, 24 des sites concernés par le plan ont été supprimés de la liste, qui à ce jour en compte encore 36. Ces cas se sont révélés difficiles à résoudre en raison, principalement, d'une *caractérisation inadéquate des sites*. Ceci a compliqué le planning de nettoyage des sites. Par conséquent, les efforts de réhabilitation étaient incomplets, obligeant l'exploitant à prolonger la période d'assainissement. Une telle

caractérisation inadéquate a conduit à une mauvaise utilisation des ressources de l'exploitant et à des retards importants dans l'achèvement du déclassé. Selon l'expérience de la NRC, une caractérisation détaillée et complète de l'étendue et de la nature de la contamination du site est essentielle au bon déroulement du déclassé.

Pendant le déclassé de deux réacteurs nucléaires (Fort St. Vrain et Shoreham), les exploitants ont utilisé des méthodes de réhabilitation disponibles sur le marché. L'une des remarques les plus importantes faites par Fort St. Vrain et Shoreham concernait les contrôles finals, effectués pour démontrer la conformité avec les critères de déclassé ; ils ont été considérés comme trop onéreux.

### **Questions à résoudre dans le domaine du déclassé**

#### *Analyse de la conformité avec les critères de déclassé*

L'un des aspects de base de tout cadre réglementaire est la détermination de la conformité. Or, les modèles mathématiques établis pour évaluer l'impact dosimétrique sur le groupe de référence dû aux rejets éventuels de la radioactivité résiduelle sont de plus en plus complexes et sophistiqués. Les agences nationales et internationales ont admis que les modèles complexes et sophistiqués utilisent de nombreuses données propres aux sites et risquent de ne pas être à même d'être utilisés dans des conditions diverses de site et d'environnement (par exemple, représentant une gamme étendue de conditions physiques et environnementales). Des approches pessimistes correspondant à des modèles simples ont ainsi été développées.

Un défi particulièrement intéressant s'est présenté dans le cas des émetteurs alpha. Les niveaux d'irradiation résultant d'un tri peuvent être plutôt faibles et ne peuvent donc être mesurés à l'intérieur de la fourchette de variabilité de la radioactivité naturelle. Le problème de détectabilité/conformité constitue un obstacle évident lorsqu'il s'agit de la mise en œuvre de normes et critères de déclassé. De plus, les problèmes rencontrés lors de la différenciation entre l'activité résiduelle et l'activité naturelle ne sont pas à prendre à la légère.

#### *Libération, recyclage et réutilisation*

Les organismes réglementaires américains et internationaux ont œuvré à l'élaboration d'un consensus acceptable et applicable concernant la libération des matières à très faible activité (métaux, gravats, etc.). La NRC, l'Agence américaine pour la protection de l'environnement, le ministère de l'énergie et d'autres organismes, tels que le Service des douanes, collaborent afin d'obtenir un accord sur des critères de libération qui respectent la santé et la sécurité, tout en restant flexibles pour ce qui concerne le recyclage et la réutilisation de matières radioactives peu ou pas dangereuses pour la population. Par le passé, toute tentative d'élaboration de limites de dose pour la libération inconditionnelle des matières associées – mais pas forcément contaminées – à des installations et activités nucléaires a échoué. Un processus impliquant davantage la population prend en compte les préoccupations du public lors de la promulgation d'une telle réglementation, et la NRC poursuit actuellement cette approche pour appuyer les efforts entrepris dans le domaine de la réglementation de la libération de matières contaminées.

La Commission européenne, l'Agence pour l'énergie nucléaire et l'AIEA ont publié des rapports sur le recyclage, la réutilisation et la libération. Il reste à chercher un terrain d'entente car le trafic illicite de matières contaminées, surtout des métaux, suscite des inquiétudes transfrontalières de la même manière que d'autres problèmes associés au non-contrôle des matières radioactives. Si la communauté scientifique internationale peut s'accorder pour fixer une limite acceptable et sûre, allégeant ainsi la réglementation des matières de très faible activité, le problème devient moins lourd, et se réduit à une détectabilité et un contrôle adéquats. Si tel n'était pas le cas, il pourrait exister des critères associés à des niveaux d'irradiation tellement faibles que leur utilité serait considérablement limitée.

#### *Contrôle institutionnel*

La réglementation de la NRC en matière de déclassé permet également la cessation d'une autorisation dans certaines conditions restrictives lorsqu'une réduction supplémentaire de la radioactivité résiduelle, nécessaire à la libération du site pour une utilisation

inconditionnelle, serait susceptible de compromettre la sécurité de la population ou de l'environnement ou n'est pas effectuée car les niveaux résiduels sont conformes au principe ALARA. Dans des conditions de libération conditionnelle, des contrôles institutionnels légalement imposés sont nécessaires afin d'assurer que les restrictions restent en vigueur lorsque les contrôles réglementaires ne sont plus exercés. Ces contrôles institutionnels peuvent être fondés sur les droits de propriété ou sur le pouvoir régalién ou de police d'un gouvernement. Ceux qui sont fondés sur les droits de propriété impliquent une partie détentrice de droits limitant l'accès à la propriété ou son utilisation. Parmi les mesures de contrôle institutionnelles gouvernementales les plus courantes, on peut citer le zonage, les restrictions sur l'usage de l'eau de puits et les exigences en matière de permis de construire. Des mesures de contrôle physique (par exemple des clôtures, des bornes, des couvertures de terre, l'entretien et la maintenance) ne peuvent être utilisées afin de satisfaire aux exigences des contrôles institutionnels que lorsqu'elles sont associées à un dispositif permettant une obligation légale du contrôle physique ainsi qu'à une assurance financière que des mesures seront maintenues. Lors de la définition des contrôles institutionnels, les questions suivantes doivent être prises en considération :

- Pérennité des contrôles – des mesures d'une pérennité suffisante offrant un niveau de protection adéquat, compte tenu de la quantité de radioactivité subsistant sur le site.
- Durée des contrôles – les restrictions doivent rester en place jusqu'à ce que les conditions de libération inconditionnelle soient satisfaites.

- Adéquation du mécanisme de financement – aussi bien pour la mise en œuvre et l'achèvement des activités de déclasserment, que pour l'inspection post-opérationnelle et la maintenance.

- Information de la population – les diverses préoccupations de la population doivent être prises en compte et intégrées, le cas échéant, dans le plan de déclasserment de l'exploitant ; elles doivent également être prises en considération lors de la définition des contrôles institutionnels.

### Synthèse et remarques

La plupart des questions soulevées ci-dessus s'appliquent à tous les domaines de la gestion des déchets radioactifs. Ceci est le résultat de l'interdépendance des divers aspects de la sûreté en matière de déchets. Néanmoins, il existe quelques questions qui s'appliquent tout particulièrement au déclasserment et à l'assainissement. En bref, il est clair que la communauté internationale scientifique doit considérer, entre autres :

- l'uniformité et la cohérence des critères d'assainissement et leur application ;
- la validation, ou la fiabilité, des modèles dosimétriques et les incertitudes correspondantes ;
- la résolution des principaux problèmes techniques liés à la détermination de la conformité aux critères (par exemple la contamination alpha) ; ceci s'applique également à la mise en œuvre ;
- le partage des enseignements tirés de l'expérience peut s'avérer utile lorsqu'il s'agit de clarifier des questions toujours problématiques ; il permet également de définir une stratégie pragmatique en ce qui concerne l'assainissement sûr et rapide.

## Le déclasséement d'une usine de fabrication de combustible aux Etats-Unis

En 1990, la Commission pour la réglementation de l'industrie nucléaire (Nuclear Regulatory Commission, NRC) a établi le Plan de gestion du déclasséement des sites afin de concentrer les moyens humains sur des cas de déclasséement difficiles impliquant des matières radioactives non courantes. Les cas concernaient des titulaires aux prises avec d'importantes quantités de sols contaminés et d'autres matières, des eaux souterraines contaminées, des installations dont l'autorisation avait pris fin auparavant mais où une contamination supplémentaire avait été identifiée, ou bien des garanties financières inadéquates. Depuis 1990, 26 des sites concernés par le plan ont été rayés de la liste, qui à ce jour en compte encore 36.

L'un de ces sites, où le déclasséement a été achevé, était occupé par Babcock & Wilcox à Apollo, en Pennsylvanie. L'installation à Apollo a été autorisée à fabriquer du combustible nucléaire à partir de décembre 1957. L'activité principale du site était la conversion de l'hexafluorure d'uranium ( $UF_6$ ) en dioxyde d'uranium ( $UO_2$ ). Les activités sur le site ont cessé en 1983 et les travaux de déclasséement ont été terminés en 1995. Le déclasséement définitif a eu lieu en 1997 et le site a été rayé de la liste de ceux concernés par le Plan de gestion du déclasséement des sites.

Le site est situé à environ 40 km au nord-est de Pittsburgh sur la rivière Kiskiminetas. Il comprenait trois zones : (1) l'installation principale comprenant les bâtiments de procédé, la blanchisserie et le parking, situés entre la route publique et la rivière, (2) une autre installation industrielle située à proximité de l'installation principale qui n'appartenait pas à Babcock & Wilcox et n'était pas exploitée par lui, et (3) les locaux administratifs situés en dehors de la zone renforcée, de l'autre côté de la route. Le site était situé dans un quartier résidentiel constitué de plusieurs pavillons appartenant à des particuliers à quelques centaines de mètres de l'installation.

Des déchets de faible activité contenant du thorium et de l'uranium ont été transportés afin d'être stockés à plusieurs endroits, y compris au stockage de surface avoisinant de Parks Township, également concerné par le Plan de gestion du déclasséement des sites et dont la réhabilitation est en cours d'évaluation. Le déclasséement des parties inactives de l'installation a commencé en 1978 et a été poursuivi jusqu'en 1995. Le site d'Apollo a été ajouté au Plan de gestion du démantèlement des sites en raison du niveau élevé de contamination des bâtiments et du sol sur le site. A l'origine, on pouvait constater une contamination due à l'uranium allant de 1,1 à 74 Bq/g dans le sol aux alentours de l'usine de traitement et de fabrication du combustible, de l'usine de fabrication des métaux avoisinante, de quatre égouts et sur les bords de la rivière Kiskiminetas. Toutes les opérations sur le site ont cessé en 1983 et, le 30 août 1991, Babcock & Wilcox a transmis un plan spécifique de déclasséement afin de compléter les dernières actions nécessaires à la réhabilitation du site entier conformément aux exigences de la NRC en matière de réutilisation inconditionnelle d'un site. Les services de la NRC ont examiné le plan de déclasséement et ont établi une évaluation environnementale aboutissant à une estimation de l'impact sur l'environnement de la réhabilitation du site. L'évaluation environnementale a été publiée en juin 1992 ainsi que l'avis des services constatant qu'il n'y aurait pas d'impact significatif ; une enquête publique a été lancée.

Par la suite, des pétitionnaires ont déposé des demandes d'audience, citant 20 domaines qui suscitaient leur inquiétude ; ils ont ensuite demandé que l'on mette fin aux activités d'assainissement du site. Le processus s'est poursuivi jusqu'en février 1993, lorsque les tribunaux ont rejeté les requêtes et mis fin aux auditions. Les activités de déclasséement sur le site ont continué et, en 1995, les locaux administratifs, représentant la dernière structure importante sur le site, ont été démantelés.

En 1993, la NRC a passé un contrat avec le Oak Ridge Institute for Science and Education, lui demandant d'effectuer plusieurs enquêtes radiologiques. Des enquêtes supplémentaires ont



été réalisées par Babcock & Wilcox et le personnel du bureau régional de la NRC. En septembre 1994, la NRC a libéré l'installation pour une utilisation inconditionnelle et l'a rayée de la liste. Ensuite, le bâtiment a été démantelé et réhabilité en espaces verts. Babcock & Wilcox a terminé les activités de déclassement sur le reste du site – le bâtiment principal a été démantelé, trois égouts ont été déposés ou remplacés, les bords de la rivière ont été réhabilités et reconstruits et les autres zones contaminées ont été réhabilitées. Babcock & Wilcox a enlevé plus de 22 000 m<sup>3</sup> de sol contaminé et de gravats et les a stockés sur des sites autorisés de stockage de déchets de faible activité. Babcock & Wilcox a transmis les résultats de ses enquêtes radiologiques à chaque étape de la réhabilitation ; ils ont été examinés par les services de la NRC. Dans le but de confirmer ces résultats, la NRC et le Oak Ridge Institute for

Science and Education ont effectué plusieurs enquêtes radiologiques entre 1992 et 1995. Ces enquêtes comprenaient des examens de documents et de données, des balayages gamma de surface, des mesures dosimétriques, ainsi que des prélèvements de sols, de sédiments, d'eau et autres bioindicateurs. Les enquêtes définitives ont démontré que le site respectait les critères de la NRC en matière d'utilisation inconditionnelle.



Au début de l'assainissement



En cours d'assainissement



A la fin des travaux de déclassement

A la lumière des résultats des inspections effectuées par la NRC, des enquêtes de confirmation menées par le Oak Ridge Institute for Science and Education, des enquêtes définitives effectuées par Babcock & Wilcox et des résultats des programmes de surveillance des eaux souterraines, les services de la NRC ont conclu que les activités de déclassement avaient été menées à leur terme.

#### Références :

1. Dicus, Greta J. U.S. Nuclear Regulatory Commission. U.S. Regulatory Experience and Perspective in Decommissioning. Joint NEA/IAEA/EC Workshop on the Regulatory Aspects of Decommissioning. 19-21 mai 1999.
2. Commission américaine pour la réglementation de l'industrie nucléaire « Termination of License SNM-145 for the Babcock & Wilcox Apollo Site and Release of the Property for Unrestricted Use.
3. Radiological Criteria for License Termination, » Registre Fédéral, Tome 62, N° 75, 18 avril 1997, pp. 19140-19141.
4. Commission américaine pour la réglementation de l'industrie nucléaire. Plan de gestion du déclassement des sites. NUREG-1444. Octobre 1993.

# L'élimination des déchets et de la contamination sur les sites de production d'armes nucléaires aux Etats-Unis

par **William E. Murphie**, Ingénieur responsable des projets de réhabilitation, US Department of Energy (US DOE)

Depuis cinquante ans, les Etats-Unis ont produit des matières pour des armes nucléaires et ont réalisé des travaux de recherche et de développement dans le domaine du nucléaire. Des déchets radioactifs et à risques produits lors de ces activités ont été stockés en utilisant des méthodes qui étaient alors acceptables, mais qui ne pourront garantir la protection de la santé et de l'environnement sur le long terme. Les sites contaminés de production d'armes font à présent l'objet d'un programme de la Direction de l'environnement du ministère de l'énergie des Etats-Unis (US Department of Energy, US DOE).

Le programme de la Direction de l'environnement constitue le programme d'assainissement le plus important au monde, avec 34 sites couvrant environ un million d'hectares. Plus de 5 000 installations sont obsolètes, et un déclassement est prévu pour plus de 1 100 d'entre elles. Les coûts prévisionnels de la gestion des déchets, du démantèlement des installations et de la réhabilitation des sites dépassent 6 milliards de dollars par an jusqu'en 2006.

Chaque site présente ses propres problèmes d'assainissement et intérêts à concilier. Par exemple, les sites à déclasser implantés dans des régions humides (comme le site de la rivière Savannah, qui comprend des marécages) présentent des conditions d'environnement différentes de ceux des régions sèches (comme le site d'essais du Nevada, situé dans le désert).

Les polluants trouvés dans les sites à déclasser comprennent des solvants, des acides, des bases, des métaux, des produits explosifs, des produits radioactifs et des déchets sanitaires. Les activités de réhabilitation, notamment le déclassement, entraînent la production de

grandes quantités de terre, de gravats, de métaux et autres substances contaminées. Le programme concerne aussi les eaux de surface et souterraines contaminées.

La fermeture des principaux sites du DOE est décrite ci-dessous.

## **Idaho Falls, Etat de l'Idaho**

Le Laboratoire national d'environnement et d'ingénierie de l'Idaho (INEEL), situé près de Idaho Falls, dans l'Etat d'Idaho, est implanté sur plus de 2 000 km<sup>2</sup> et sa fermeture est prévue pour 2050. Les installations comprennent un atelier de traitement chimique et 52 réacteurs nucléaires à des étapes différentes de mise à l'arrêt. Une installation de traitement de déchets mixtes est en cours de construction au INEEL pour le traitement de déchets provenant du site et de l'extérieur. Les utilisations futures de ce site n'ont pas encore été décidées.

## **Richland, Etat de Washington**

Le site de Hanford Reservation, qui s'étend sur environ 1 500 km<sup>2</sup>, comprend plusieurs réacteurs au plutonium, des ateliers de traitement chimique et des installations de recherche et de développement. Sa fermeture est prévue pour 2046. L'un des réacteurs sera préservé et converti en musée, et les cœurs des 8 réacteurs seront entreposés. Les chaînes de séparation chimique seront enfermées dans des enceintes ; la zone sera utilisée pour le stockage des déchets puis recouverte d'une couverture étanche. Les installations auxiliaires des réacteurs et de la zone de séparation seront démantelées. Les déchets de faible d'activité, mélangés à



Site du DOE à Hanford aux Etats-Unis

d'autres déchets du même type extérieurs au site, seront stockés sur le site. Les déchets de haute activité provenant des cuves de stockage sur le site pourront être stockés dans les chaînes de retraitement après leur stabilisation. On envisage, à terme, de libérer 60 % du site pour une utilisation inconditionnelle, et les terrains situés près de la rivière Columbia pourront être réhabilités en vue d'une utilisation liée aux loisirs.

#### **Rivière Savannah, Etat de Caroline du Sud**

Le site de la rivière Savannah, situé près de la ville de Aiken, dans l'Etat de Caroline du Sud, s'étend sur 800 km<sup>2</sup> et servait, à l'origine, à la production de tritium et d'isotopes du plutonium. Le site comprenait 5 réacteurs (actuellement mis à l'arrêt définitif) et des ateliers de séparation chimique. L'installation de production de tritium a été démolie. La stratégie de stockage des déchets des réacteurs et des chaînes de traitement reste indéterminée dans l'attente du choix de l'état final et de la définition de la méthode de déclasserment. La fermeture est prévue pour 2038.

#### **Oak Ridge, Etat du Tennessee**

Le laboratoire national de Oak Ridge, situé dans l'est de l'Etat du Tennessee, est une installation autrefois utilisée pour l'enrichissement de l'uranium, la production d'armes et des travaux de recherche et de développement. Des recherches complémentaires sont en cours, tandis qu'il est déjà prévu de déclasser 35 installations, et que d'autres doivent

l'être par la suite. Celles-ci seront rasées, à l'exception d'un réacteur destiné à être converti en musée. Certaines parties de l'atelier Y-12, une ancienne installation d'enrichissement de l'uranium, seront utilisées pour l'entreposage d'uranium hautement enrichi. La Zone industrielle de l'est du Tennessee (ETTP) est une installation obsolète d'enrichissement de l'uranium qui sera décontaminée, puis soit donné à bail en vue d'une utilisation industrielle, soit démolie. La plupart des déchets provenant du démantèlement des installations du laboratoire et de l'ETTP seront stockés dans une installation sur le site-même. L'état final des autres installations n'a pas encore été décidé.

#### **Rocky Flats, Etat du Colorado**

Le site technologique de l'environnement de Rocky Flats, d'une superficie d'environ 25 km<sup>2</sup> et situé près de la ville de Denver dans l'Etat du Colorado, doit être fermé en 2010 et son déclasserment total est prévu pour 2006. Cet ancien site de traitement de plutonium comprend quelque 700 installations qui seront désactivées, décontaminées puis rasées. Environ 40 hectares de sols contaminés, où une réhabilitation est techniquement ou économiquement irréalisable, pourront être laissés en place et recouverts. Les déchets seront traités et conditionnés sur site et stockés hors site. L'exploitant cherche à valoriser les installations et les métaux et étudie actuellement plusieurs options de réutilisation des gravats pour des remblayages sur le site. L'état final prévu comprend des espaces ouverts sans restriction dans la zone

tampon, des espaces ouverts avec restrictions dans les zones à couverture, et la possibilité de réutilisation industrielle d'une faible partie du site.

### **Fernald, Etat de l'Ohio**

On prévoit la fermeture de l'usine Fernald, implantée sur un site se trouvant près de la ville de Cincinnati dans l'Etat de l'Ohio. Cette ancienne installation d'extraction d'uranium est en cours de démantèlement, et la partie souterraine contaminée sera enlevée. Une méthode innovante de traitement du sol est en cours d'utilisation. Il est prévu que les déchets de déclassement des installations de traitement de l'uranium soient stockés sur site. Certains déchets seront évacués. Le site est destiné à devenir un espace ouvert à vocation de loisirs, dont le gouvernement fédéral restera propriétaire.

### **Portsmouth, Etat de l'Ohio**

Cette usine d'enrichissement de l'uranium est actuellement concédée à la société d'enrichissement de l'uranium des Etats-Unis (USEC). Des fonds de déclassement ont été rassemblés pour démanteler cette installation. Toutefois, une réutilisation industrielle du site à l'échéance du bail de l'USEC est à l'étude. La production de déchets devrait

être minimale grâce à cette réutilisation industrielle. Une grande proportion des métaux doit être recyclée.

### **Paducah, Etat du Kentucky**

La stratégie de déclassement de cette usine d'enrichissement de l'uranium, également concédée à l'USEC, est identique à celle de Portsmouth.

### **Weldon Spring, Etat du Montana**

Le projet de fermeture de cet ancien site de traitement de l'uranium doit être mené à bien en 2002. Les installations du site seront démolies et les déchets seront placés dans un stockage sur place. Les utilisations finales comprennent des zones à accès réglementé, une utilisation pour les loisirs et une utilisation sans restriction.

Les ambitieux programmes d'assainissement en cours sur ces sites du ministère de l'énergie démontrent l'engagement de la Direction de l'environnement d'œuvrer activement pour l'assainissement des anciens sites liés aux programmes d'armes nucléaires des Etats-Unis. Un gros travail a été réalisé, mais beaucoup reste à accomplir. Le chemin a été tracé, et la Direction de l'Environnement est prête à relever le défi.

# La sûreté des entreposages de déchets radioactifs en Grande-Bretagne, un rapport publié par le gouvernement britannique

par Dave Mason, Nuclear Installations Inspectorate (NII)

En 1997, la décision a été prise par le gouvernement britannique de ne pas autoriser NIREX à construire son installation destinée à caractériser les roches près de Sellafield dans le comté de Cumbria, en Angleterre. Cette décision a retardé la disponibilité à terme d'une voie de stockage définitif pour les déchets radioactifs de moyenne activité. En 1998, l'Inspection Nucléaire britannique (NII) a effectué une étude des entreposages de déchets de moyenne activité au Royaume-Uni pour faire le point sur la situation actuelle et évaluer les effets de ce retard.

La gestion des déchets radioactifs fait partie intégrale de l'exploitation des installations nucléaires autorisées selon la loi britannique de 1965 (modifiée) sur les installations nucléaires et entre donc dans le cadre des dispositions associées à l'autorisation des installations. Ces dispositions définissent le domaine d'activité autorisé. Plus de 99 % des déchets de haute et moyenne activité sont entreposés dans 40 installations nucléaires au Royaume-Uni. Une équipe de spécialistes du NII a visité chaque site et a pu directement recueillir des informations sur l'état de l'entreposage des déchets. Ils ont également examiné les stratégies existantes pour la gestion des déchets radioactifs pour chaque installation nucléaire et la façon dont elles pourraient évoluer face au retard de mise à disposition d'un stockage définitif.

Il a été établi qu'à l'heure actuelle la situation est généralement bien maîtrisée, bien que l'inventaire des déchets radioactifs anciens soit considérable. Une part importante des anciennes installations utilisées pour le stockage de déchets radioactifs de moyenne activité ne sont pas conformes aux

normes actuelles. La politique, avant 1995, de ne pas limiter les possibilités futures de stockage a entraîné l'accumulation de grandes quantités de déchets de moyenne activité non traités dans les installations nucléaires. Il en est résulté l'entreposage de déchets sous forme de liquides, de solides et de boues sans aucun conditionnement et, dans certains cas, sans qu'il soit tenté de séparer les différents flux de déchets, dans des installations d'entreposage diverses comprenant des silos, des citernes, des cuves et des fûts.

Ces dernières années, la Direction de la Santé et de la Sécurité (HSE) a fortement encouragé tous les exploitants à s'orienter progressivement vers la solidification et les dispositions d'entreposage à sécurité intrinsèque plutôt que vers l'entreposage de déchets non traités sous une forme où ils pourraient être sujets à la dispersion (une forme de déchets radioactifs à sécurité intrinsèque est celle qui est physiquement et chimiquement stable, et minimise les besoins d'intervention et de surveillance pour assurer la sécurité). Des progrès ont récemment été réalisés dans le domaine du conditionnement des déchets. Toutefois, seule une faible proportion des déchets ont été jusque là conditionnés.

Le retard dans la mise à disposition d'un stockage définitif ne soulève pas, dans l'immédiat, de problème pour les entreposages existants de déchets de moyenne activité. Toutefois, le NII estime que les stratégies de gestion des déchets qui prévoient de repousser encore la récupération et le conditionnement de déchets bruts dans l'attente de la disponibilité d'un stockage sont à revoir.

Si un stockage définitif opérationnel n'est pas disponible d'ici 5 à 20 ans, des moyens d'entreposage supplémentaires seront nécessaires pour les déchets de plusieurs sites nucléaires du Royaume-Uni, dont Sellafield, Dounreay et Harwell, ainsi que pour les déchets de la plupart des sites

électronucléaires. Un retard supérieur à 50 ans pourrait entraîner un nouveau cycle de réaménagement ou de remplacement des moyens existants d'entreposage. Nous avons constaté que de tels dispositifs complémentaires sont déjà prévus par plusieurs exploitants.

## La récupération de déchets radioactifs stockés à Dounreay

Sur le site du Commissariat à l'Energie Atomique britannique (UKAEA), à Dounreay en Ecosse, un puits a été creusé dans les années 1950 lors de la construction de la galerie des effluents liquides du site. Lorsque la construction de la galerie a été achevée, la liaison entre le puits et la galerie a été bouchée avec du béton et, entre 1959 et 1977, le puits a été utilisé pour le stockage de déchets de moyenne activité. Le puits est vertical, avec un diamètre nominal de 4,6 m et une profondeur de 65,4 m. Le niveau de l'eau dans le puits est maintenu en dessous du niveau de la mer et un écoulement permanent de l'eau souterraine vers le puits est maintenu par le pompage de l'eau du puits vers le système d'égouts de faible activité du site. En 1997, l'explosion d'une poche de gaz s'est produite dans le puits, ce qui a entraîné l'arrêt des opérations de stockage de déchets.

L'inventaire des déchets dans le puits n'est pas totalement caractérisé. Il contient divers matériels contaminés par des produits radioactifs et des produits chimiques à base de sodium, du combustible à l'uranium naturel, des sources radioactives, des cendres d'incinérateur, des filtres de boîtes à gants, des matériaux de construction, des boues, des vêtements et autres déchets divers en plastique, papier et bois. La majeure partie des déchets pourrait être désignée comme des déchets divers produits lors d'examens de combustibles irradiés de réacteurs rapides et de réacteurs expérimentaux.

L'UKAEA est conscient que le puits n'est pas conforme aux normes actuelles pour une installation de stockage de déchets de moyenne activité et prévoit la récupération des déchets et leur traitement pour les rendre compatibles avec leur évacuation, à terme, vers un stockage définitif de déchets de moyenne activité. L'UKAEA a fait réaliser diverses études sur les possibilités de récupération et de conditionnement des déchets, comprenant des études hydro-



Site de Dounreay en Ecosse

géologiques complémentaires dans la zone du puits pour établir les bases de futurs travaux de récupération. Dans le cadre du récent audit du site de Dounreay réalisé par le NII, celui-ci a émis l'avis que l'UKAEA devrait mettre en œuvre un programme en vue de vider le puits aussi rapidement que raisonnablement possible. L'UKAEA a mis à jour son programme de récupération des déchets et en a avancé l'échéance. Ces travaux seront contrôlés par le NII.

# La réhabilitation des mines d'uranium en Allemagne

par Wolfgang Goldammer, Brenk Systemplanung GmbH

Les régions de Saxe et de Thuringe dans l'Est de l'Allemagne ont une longue histoire d'extraction de minerais. Depuis le Moyen Age, des minerais d'étain, d'argent, de cuivre et de nickel ont été extraits et traités. Ces minerais étaient souvent associés à l'uranium. Les résidus de ces anciennes exploitations peuvent donc constituer un risque radiologique.

L'extraction d'uranium a été commencée à grande échelle en 1946 par l'Union Soviétique, qui avait occupé la zone minière. Vu les conditions de l'après-guerre, les activités de la société d'extraction d'uranium WISMUT n'étaient pas sous le contrôle des autorités allemandes et on ne s'est guère préoccupé des effets néfastes qui pourraient en résulter pour l'environnement ou les populations locales. En 1954, la société WISMUT a été contrôlée conjointement par les autorités soviétiques et celles de l'Allemagne de l'Est et, à la réunification de l'Allemagne, la propriété en a été intégralement transférée à la République Fédérale d'Allemagne. La région était alors devenue le troisième producteur d'uranium mondial, avec une production totale de 200 000 tonnes.

Les activités minières étant loin d'être rentables dans une économie de marché, l'exploitation a cessé dès la réunification de l'Allemagne. Etant donné les risques pour la santé et les problèmes liés à l'environnement résultant de 40 années d'exploitation intensive de mines dans une région à haute densité de population, le gouvernement fédéral allemand a lancé un programme majeur de réhabilitation des sites WISMUT dès 1990 [1, 2]. Le coût total des activités de réhabilitation est estimé à 13 milliards de DM. Le programme est en cours de développement et des améliorations considérables de l'environnement ont été réalisées depuis 1990. Pour les nombreux sites de mines historiques, y compris plusieurs milliers de terrils, les travaux ont, jusqu'à présent, essentiellement consisté

en un programme d'évaluation exhaustif, lancé par le gouvernement fédéral, afin d'identifier et de caractériser les sites historiques [3].

Pour les deux programmes concernant les sites WISMUT et les sites historiques, des critères sont nécessaires pour définir les risques acceptables et permettre de déterminer des objectifs de réhabilitation. La démarche réglementaire adoptée pour le réaménagement des installations minières en Allemagne est fondée sur les principes de limitation de dose, de justification et d'optimisation définis par la CIPR.

En ce qui concerne la limite de dose primaire, une moyenne à long terme de dose ajoutée de 1 mSv/an est appliquée à la somme de toutes les radioexpositions liées aux mines, en prenant en compte toutes les voies et sources. Le respect de la limite doit être démontré en utilisant des hypothèses réalistes mais néanmoins pessimistes.

En plus du respect de la limite de dose primaire, il s'agit de justifier les activités de réhabilitation en démontrant qu'elles apportent plus d'avantages que d'inconvénients. S'il existe, comme c'est le cas la plupart du temps, plusieurs options de réhabilitation possibles pour un site ou une source donnée, il est aussi nécessaire d'établir l'option optimale au sens du principe ALARA de la CIPR, c'est-à-dire de réduire les radioexpositions à un niveau aussi bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre. Cette démarche est centrée sur une réduction des risques réels, qui sont à déterminer site par site.

Toutefois, surtout en présence d'un grand nombre de sites relativement petits, qui sont à traiter dans le programme de caractérisation des sites historiques, il est souhaitable de se baser sur des critères plus simples sans appliquer des évaluations individuelles des sites dans les cas simples. Dans ce but, l'Autorité de Protection Radiologique

Allemande (SSK) a émis des critères pour l'utilisation des terrains avec ou sans restrictions [4]. Ces critères ne sont pas destinés à servir d'objectif de réhabilitation. Ils doivent plutôt constituer des « niveaux sans problèmes » à utiliser dans les évaluations sommaires de sites simples. Si ces niveaux sont dépassés, des évaluations plus en profondeur, mais pas nécessairement des actions de réhabilitation, sont nécessaires.

Une utilisation sans restriction est possible, selon ces critères, si le niveau de contamination demeure inférieur à 0,2 Bq/g pour le radionucléide prédominant de la série uranium 238. Pour une utilisation du site avec restrictions des niveaux de contamination plus élevés sont acceptables. Par exemple, une utilisation industrielle du site est possible si les concentrations d'activité sont inférieures à 1 Bq/g et si, en outre, les débits de dose externes sont inférieurs 300 nSv/h. Il existe des contraintes complémentaires sur l'étendue du site, l'origine de la contamination, etc.

Pour des sites plus complexes, une analyse détaillée de la justification et l'optimisation des mesures de protection est exigée. Il s'agit d'atteindre deux objectifs contradictoires : protéger les personnes et l'environnement en réduisant le détriment autant que possible, et minimiser le coût ainsi que le détriment éventuel dû aux actions correctives. L'établissement d'un équilibre coût-efficacité entre ces deux objectifs primaires est fréquemment compliqué par plusieurs facteurs, tels que des données incomplètes ou la nécessité de prendre en compte une grande variété de facteurs différents. Pour prendre de bonnes décisions dans de telles situations, il est nécessaire d'utiliser des méthodologies et outils appropriés pour l'identification et la mise en œuvre de la solution optimale.

Cette démarche appliquée par Brenk Systemplanung dans le programme allemand comporte une analyse coûts-bénéfices dans laquelle les dépenses et la réduction des risques sont exprimées en unités communes [5]. Pour ce faire, le facteur  $\alpha$  (en DM/Sv) proposé par la CIPR est utilisé pour la conversion des risques radiologiques en valeur monétaire. Dans le contexte actuel, un facteur de conversion analogue pour les dépenses financières justifiées pour éviter une perte d'espérance de vie d'un an est utilisé. Ce fac-

teur doit servir de moyen d'éviter des dépenses injustifiées pour des mesures de réhabilitation onéreuses comparées à d'autres besoins de la société.

La prise de décisions relative aux options de réhabilitation doit prendre en compte tous les éléments liés au risque. D'une manière générale, outre les risques radiologiques, ceux-ci comprennent les risques de polluants chimiques, les risques liés à l'instabilité des structures (par exemple la rupture de barrages), et les risques liés aux activités de réhabilitation elles-mêmes (par exemple des accidents de la circulation ou du travail). Le besoin d'intégration de ces éléments de risque peut être satisfait pour l'utilisation de la perte d'espérance de vie comme unité commune [6].

Les démarches mises au point sont toujours en discussion, mais ont déjà démontré leur utilité en servant de base aux processus de prise de décision dans plusieurs cas.

Les travaux de réhabilitation ont démarré dès 1990. L'un des premiers objectifs était la réhabilitation du sous-sol de façon que l'ennoyage des mines puisse commencer dès que possible. Beaucoup de travail a également été fait sur les terrils, qui ont soit été déplacés (par exemple vers une exploitation à ciel ouvert), soit recouverts. Les activités de réhabilitation comportant les plus grandes difficultés techniques concernent les grands bassins de résidus remplis de boues de granulométrie très fine. La mise en œuvre du concept de réhabilitation pour partiellement assécher et recouvrir les résidus ne peut être réalisée qu'en utilisant des processus géotechniques sophistiqués. Les activités de réhabilitation vont continuer au rythme accéléré actuel pendant encore deux ans. Par la suite, des activités de long terme telles que le traitement et le contrôle des eaux seront nécessaires pour de longues périodes sur au moins certains sites.

Pour conclure, la démarche d'optimisation site par site adoptée dans le programme allemand de réhabilitation des mines s'est avérée extrêmement efficace en pratique. Il est possible de concentrer les efforts sur les vrais problèmes et trouver des solutions conciliant coûts et efficacité. La base du processus de prise de décision lui-même dans ce régime réglementaire est double : les limites garantissent qu'aucun membre du public n'est



exposé à un risque excessif ; l'optimisation des options de réhabilitation vise à réduire la radioexposition, mais prend également en compte d'autres coûts et détriments.

### Références

- [1] R.A. Nelson, A.R. Chernoff, D. Mager et W. Goldammer. « U mining legacy – Comparing the restoration challenges posed by uranium mining in the USA with the former GDR », *Nuclear Engineering International*, Vol. 39, No. 475 (février 1994)
- [2] D. Mager et W. Goldammer. « Uranium Mine Remediation in Eastern Germany : Balancing Risks and Socio-Economic Factors », *International Case Studies in Risk Assessment & Management*, The Medical University of South Carolina Press, Charleston, South Carolina, USA (1977)
- [3] E. Ettenhuber, M. Jurk, W. Kraus et H. Biesold. « Radiological assessment of sites contaminated due to former mining activities – the general procedure in Germany », *Proceed. of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation*, Vol. 2, ICM '95, Berlin, Allemagne, 3-7 septembre, 1995
- [4] Radiological protection principles concerning the safeguard, use or release of contaminated materials, buildings, areas or dumps from uranium mining, *Recommendations of the Commission on Radiological Protection with Explanations*, Gustav Fischer Verlag, Stuttgart Jena New York, 1992
- [5] W. Goldammer. « Application of Probabilistic Risk Based Optimisation Approaches in Environmental Restoration », *Proceed. of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation*, Vol. 2, ICM '95, Berlin, Allemagne, 3-7 septembre, 1995
- [6] W. Goldammer, A. Nüsser, E. Bütow et H.-P. Lühr. « Integrated Assessment of Radiological and Non-Radiological Risks at Contaminated Sites », *Mathematische Geologie*, Vol. 3, avril 1999, CPress Verlag Dresden

## Les critères de libération des sites nucléaires en Allemagne

par Stefan Thierfeldt, Brenk Systemplanung GmbH

Plusieurs sites nucléaires en Allemagne ont été libérés pour une utilisation industrielle ou sans restriction après l'enlèvement de l'installation nucléaire et de toute contamination dépassant les critères de libération. La liste suivante des principaux projets donne une idée des installations concernées :

- KKN (centrale nucléaire de Niederaichbach, en Bavière), libération inconditionnelle du site en 1995 ;
- HDR (centrale nucléaire de Karlstein, en Bavière), libération du site pour une utilisation industrielle en 1998 ;
- KGR (centrale nucléaire de Greifswald, Mecklenburg, Poméranie Occidentale), libération de zones inutilisées du site en 1999 ;
- HOBEG (usine de fabrication d'éléments combustibles au thorium à Hanau, Hesse), libération du site en 1995.

Les critères de libération utilisés dans ces cas étaient fondés sur des aspects liés au site (vecteurs de nucléides, possibilité réelle de réutilisation du site, etc.) et diffèrent donc sur certains points. Les critères de libération sont exprimés en valeur surfacique (Bq/cm<sup>2</sup>) ou en valeur massique (Bq/g). Pour les centrales nucléaires indiquées ci-dessus, des valeurs d'environ 0,5 Bq/cm<sup>2</sup> et une gamme de 0,03 Bq/g à 0,5 Bq/g ont été utilisées pour les puissants émetteurs gamma tels que le cobalt 60. Pour l'usine de fabrication d'éléments combustibles, des valeurs de 0,1 Bq/g pour les isotopes de l'uranium à 0,025 Bq/g pour le radium 228 et le thorium 232 ont été appliquées. Les critères de dose ont été fixés à 10 µSv/an pour les personnes, selon les recommandations de l'AIEA et la Commission Européenne, c'est-à-dire des doses négligeables.

Même si ces critères de libération liés au site permettaient la libération des sites, il paraissait souhaitable qu'une approche plus générique – comme dans le cas des niveaux de libération des déchets des installations nucléaires – soit adoptée pour assurer, à l'avenir, une cohérence entre les projets de déclasserment. A la demande du ministère fédéral allemand pour l'environnement, la protection de la nature et la sûreté nucléaire, des niveaux de libération génériques ont été définis par Brenk Systemplanung pour les sites nucléaires. Ces niveaux de libération ont été fondés sur des modélisations radiologiques complexes et respectent le concept d'un niveau de 10 µSv. Ils sont complémentaires des autres ensembles de niveaux de libération allemands pour le recyclage, la réutilisation ou le stockage de différentes matières, achevant ainsi le cadre réglementaire mis en œuvre pour la gestion des déchets et la libération.

Les niveaux de libération génériques pour les sites nucléaires ont été calculés pour quelque 300 nucléides à vie longue, tant pour la libération sans restriction que pour la libération en vue d'une utilisation industrielle du site. Les valeurs typiques sont, par exemple, pour le cobalt 60, de 0,03 Bq/g pour une utilisation sans restriction et de 0,08 Bq/g pour une utilisation industrielle, et de 0,1 Bq/g et 0,4 Bq/g respectivement pour le césium 137. Bien que ces faibles traces de radionucléides artificiels puissent être mesurées assez facilement, par exemple par spectrométrie gamma sur le terrain, une méthode sensible qui permet la quantification séparée des activités des nucléides émetteur de rayonnements gamma, la situation est différente pour les nucléides qui sont aussi présents naturellement dans la croûte terrestre, comme l'uranium et le thorium et leurs descendants. Ces nucléides sont présents sur les sites des installations du cycle du combustible, et il est donc nécessaire de pouvoir distinguer entre l'activité naturelle et l'activité résultant des activités humaines. Les niveaux de libération génériques pour les sites nucléaires sont donc normalement plus faciles à gérer pour les centrales nucléaires que pour les installations du cycle du combustible.

Pour conclure, la libération de plusieurs sites nucléaires a pu être menée à bien en Allemagne. Les niveaux de libération génériques récemment mis au point pour les sites nucléaires permettront d'harmoniser les procédures de libération à l'avenir.

## La gestion des résidus de traitement des minerais d'uranium français

par Jean-Paul Pfiffelmann, Chef du service Qualité-Sécurité-Environnement COGEMA – branche uranium – Direction des opérations minières

En France, au cours du demi-siècle, le CEA puis COGEMA et ses filiales minières ont extrait de l'ordre de 75 000 t d'uranium métal du sous-sol granitique et sédimentaire. Les minerais, de teneur moyenne à faible (quelques kg d'uranium par tonne pour les plus riches), ont été traités mécaniquement et chimiquement pour fabriquer les concentrés marchands (yellow cake).

Ces opérations ont généré des résidus de traitement de minerai, sous formes de blocs rocheux ou de sables fins argileux. En quantités importantes (plus de 50 millions de tonnes), ils sont faiblement radioactifs puisque contenant encore quelques traces d'uranium résiduel, et l'ensemble des produits de filiation des chaînes de l'uranium 235 et de l'uranium 238 (dont le radium 226, père du radon 222). Ils ne sont pas classés en tant que déchets nucléaires, mais ils constituent une catégorie particulière de déchets très faiblement radioactifs, dont la radioactivité est exclusivement due à la présence de radionucléides naturels, dont certains à vie longue. Leur impact radiologique potentiel est donc faible mais durable. Il convient de le limiter et de le maîtriser.

Pour éviter leur dispersion, les résidus sont stockés dans des lieux spécifiques aménagés, de capacité variant entre quelques dizaines de milliers de tonnes et quelques millions de tonnes. Il s'agit soit d'anciennes mines à ciel ouvert, soit de bassins en superstructure limités ou ceinturés par des digues. Ces installations, sous le contrôle des DRIRE, relèvent de la législation des ICPE (Installations Classées pour la Protection de l'Environnement).

Lorsqu'une installation de stockage est pleine ou que s'arrêtent les activités d'extraction et de traitement des minerais, COGEMA procède à sa mise en sécurité et à son réaménagement. Les mesures prises visent à assurer une stabilité pérenne, à réduire autant que raisonnablement possible les éventuels impacts résiduels, à prévenir tout risque d'intrusion, à privilégier les actions préventives et à réussir l'intégration paysagère tout en respectant strictement la réglementation en vigueur et, chaque fois que possible, les souhaits des riverains. Elles sont adaptées au type de stockage, aux caractéristiques physiques, chimiques et radiologiques des produits stockés et au contexte environnemental. Une surveillance continue pendant les travaux et après ceux-ci permet de s'assurer de leur efficacité.

La réalisation des travaux est précédée d'études, expertises, tests et modélisations qui concernent, d'une part l'évolution physico-chimique des résidus eux-mêmes, d'autre part la reconfiguration optimale des dispositifs de stockage pour en assurer une stabilité pérenne. C'est ainsi que les digues sont remodelées, les résidus recouverts avec des matériaux aptes à constituer une barrière aussi étanche que possible aux infiltrations d'eaux, à l'exposition externe et à l'émission de radon. Le modèle adapté de la couverture, l'implantation de drainages sélectifs et la végétalisation finale contribuent à limiter l'érosion.

Pour chaque stockage, tous ces travaux sont décrits dans un dossier remis à la DRIRE qui peut solliciter l'avis d'un tiers expert, et se prononce sur leur justification, voire leur amélioration. Les mesures de surveillance à appliquer à l'installation et à son environnement sont fixées par arrêté préfectoral. Ces mesures portent sur les voies principales de transfert potentiel de pollution que sont l'air, l'eau et la chaîne alimentaire locale ainsi que sur la stabilité géotechnique des dispositifs de stockage. Les résultats en sont communiqués à la DRIRE, publiés et commentés par lettre d'information aux populations riveraines des sites ainsi qu'en commission locale d'information, le cas échéant.

Pour mieux comprendre et prévoir le fonctionnement du « terme source » potentiel que constituent les résidus stockés, des études de recherches et développement sont également entreprises. Elles montrent que les résidus évoluent chimiquement et minéralogiquement comme les sédiments dans un bassin : leur perméabilité diminue par néoformation de minéraux qui adsorbent et fixent les radionucléides et les métaux, ce qui réduit sensiblement leur possibilité de migration. D'autres études permettent de juger de l'efficacité des dispositifs de stockage dans le temps et d'optimiser les mesures de protection comme préconisé par la « doctrine » pour le réaménagement des stockages de résidus miniers, édictée par la circulaire du ministère de l'environnement de mai 1999, et dans le cadre d'une démarche d'amélioration continue.



Vue aérienne du site de l'Escarprière (Loire-Atlantique)

## Sous les remblais, les plaies

par Jacky Bonnemains, Association Robin des Bois

Cent cinquante ans d'activités industrielles effrénées, de guerres, d'accidents et d'incendies ont fait des sols, sous-sols et nappes phréatiques de quelques régions françaises le vaste champ de manœuvres d'agents polluants et nuisants, chimiques, organiques, minéraux, radioactifs, voire bactériologiques. Sous les remblais des ateliers détruits, sous la recolonisation végétale, entre l'affleurement et quelques mètres de profondeur, gisent les déchets et les gravats souillés, les passifs des registres, les oubliés des bilans, les toxiques qui ont mené la vie dure à 3 générations d'ouvriers, les poisons pas tout à fait pétrifiés qui dès 1850 ont suscité plaintes, pétitions, conflits entre l'intérêt général et les jouissances particulières, corruptions des eaux de puits, odeurs tenaces auxiliaires des dictons météorologiques locaux, et propagandes industrielles.

Cependant, la rapidité des mairies, des aménageurs, des gens du coin à oublier les sous-produits fatals des anciennes activités industrielles est à proprement parler stupéfiante. Ce qu'un coup de pioche ou un godet de pelleuse sont capables de mettre à jour d'un moment à l'autre est enfoui dans le coma profond des espaces délaissés, remaniés, dans l'intimité des mémoires ouvrières, dans des cases peu fréquentées des souvenirs d'enfance et des archives départementales.

### Les usines à gaz

Des milliers d'usines à gaz en Europe ont éclairé les villes, les ont chauffées à tous les étages entre 1850 et 1960. Elles ont fondé la carbochimie, induit la création d'activités connexes spécialisées dans la récupération, l'utilisation et la distillation des goudrons. « *Les résidus d'épuration ne peuvent être conservés et devront être enfouis ou déposés en tel lieu qu'il ne puissent nuire* » ; lagunes, fosses maçonnées, épandage, puits perdus, tout à l'égout, débordements, imprégnations : telles étaient les pratiques communes. Le gaz de houille s'est éteint en 1960. Malgré

son rôle totalitaire entre 1870 et 1940 et l'expression populaire « *il est tombé dans le gazomètre* » qui évoquait alors la disparition brutale d'un ami ou d'un parent, le cycle des usines à gaz est complètement oublié en 1970, recouvert par les marées noires et un peu plus tard par Tchernobyl.

En 1990, les retards de chantier et les problèmes inextricables rencontrés à Saint-Nazaire et à Nantes dans le quartier des usines à gaz ont attiré l'attention des édiles, des promoteurs immobiliers et de Robin des Bois qui a publié en 1994 un inventaire de ces anciennes usines placées pour la plupart d'entre elles en 1946 sous la responsabilité de Gaz de France. La précipitation avec laquelle le Stade de France a été implanté à Saint-Denis sur les vestiges des usines à gaz du Landy et du Cornillon témoigne de l'incrédulité du public, des pouvoirs publics et des architectes devant les difficultés de repérage et de maîtrise des contaminations solides et liquides issues des installations industrielles inactives.

1980-1990, c'est l'époque héroïque où le ministère de l'environnement ne recense qu'une petite centaine de sites pollués sur le territoire national. Au cœur de Brioude, en Haute-Loire, Robin des Bois découvre un terrain vague promis à un bel avenir de lotissement. Les riverains s'inquiètent des eaux goudronneuses au fond des puits, des cuves à demi enterrées, des irisations des eaux pluviales. Le « Poteau Moderne », une entreprise de créosotage – la créosote est un sous-produit des usines à gaz – traitait par imprégnation et par injection des poteaux EDF et PTT, depuis 1925 jusqu'en 1979 et a été victime de l'incendie de 100 000 poteaux créosotés en cours de séchage. Grâce aux efforts de Val d'Allier-Environnement, de Robin des Bois et au constat de pollution de la DRIRE Auvergne, le site maintenant est inscrit à l'inventaire des sites pollués.

Dans le prochain inventaire à paraître fin 1999, il y aura un millier de sites pollués avérés. Mais les recherches historiques régio-

nales font apparaître un stock d'environ 300 000 sites susceptibles d'être pollués. L'inventaire, la surveillance et le traitement des sites potentiellement pollués ou pollués sont encadrés par les lois relatives à l'élimination des déchets et aux installations classées de 1976 et de 1992, par un ensemble cohérent de décrets, d'arrêtés et de circulaires, mais ce dispositif exclut les déchets radioactifs.

### Les sites mixtes radio et chimio-actifs

Déclenchés par un article de presse régionale relatant la contamination radioactive de quelques ferrailles de démantèlement d'une unité de concentration d'acide phosphorique exploitée par Rhône-Poulenc dans le couloir rhodanien une enquête et des échanges d'informations entre Robin des Bois et les DRIRE ont permis, quand il n'était pas trop tard, de procéder aux démantèlements d'unités analogues dans le cadre d'un protocole de décontamination radiologique validé par l'OPRI et le ministère de la santé et de récupérer dans la mesure du possible les pièces contaminées par des tartres ou des concrétions de radium formés par la mise en œuvre pendant plusieurs dizaines d'années de phosphates uranifères chez des ferrailleurs avant la deuxième fusion. C'est ainsi que l'usine Hydro Agri France sise à Rogerville dans la zone industrialo-portuaire du Havre a fait l'objet pendant 4 ans d'une déconstruction progressive par des professionnels du nucléaire alors que ce site très longtemps

exploité par la Compagnie Française de l'azote (COFAZ) était plus connu jusqu'alors par ses pollutions en acide sulfurique des sous-sols et surtout par le rejet en baie de Seine de 2 000 tonnes/jour de boues jaunes assez riches en métaux lourds biodisponibles... et en uranium. Il ne nous a pas été possible, malgré notre insistance, d'avoir des informations sur l'éventuelle contamination radioactive du tuyau sous-marin qui a servi à immerger plusieurs dizaines de millions de tonnes de déchets en baie de Seine.

Dans la Seine amont, sur le territoire du port autonome de Rouen, la Société chimique de la Grande Paroisse est détentrice d'une unité analogue à Grand-Couronne. Désaffectée, cernée par un parc à charbons, elle fait l'objet d'une fiche à l'inventaire des sites et sols pollués par le Ministère de l'Environnement à cause de la décharge interne de l'usine d'engrais phosphatés alors que « *les sites pollués par des substances radioactives ne sont pas repris dans cet inventaire puisqu'ils font l'objet d'un recensement particulier de l'ANDRA* ».

L'ambiguïté et la confusion sont confirmées par la « Société Anonyme des Traitements Chimiques » (SATCH) établie au bord de la Seine à l'île Saint-Denis, au nord de Paris. Cette usine fondée par un membre de la famille de Rothschild produisait quelques grammes par an de bromure de radium, ultime étape d'un process industriel consistant à attaquer des milliers de tonnes de terres rares avec des produits chimiques.



L'usine Hydro Agri France à Rogerville

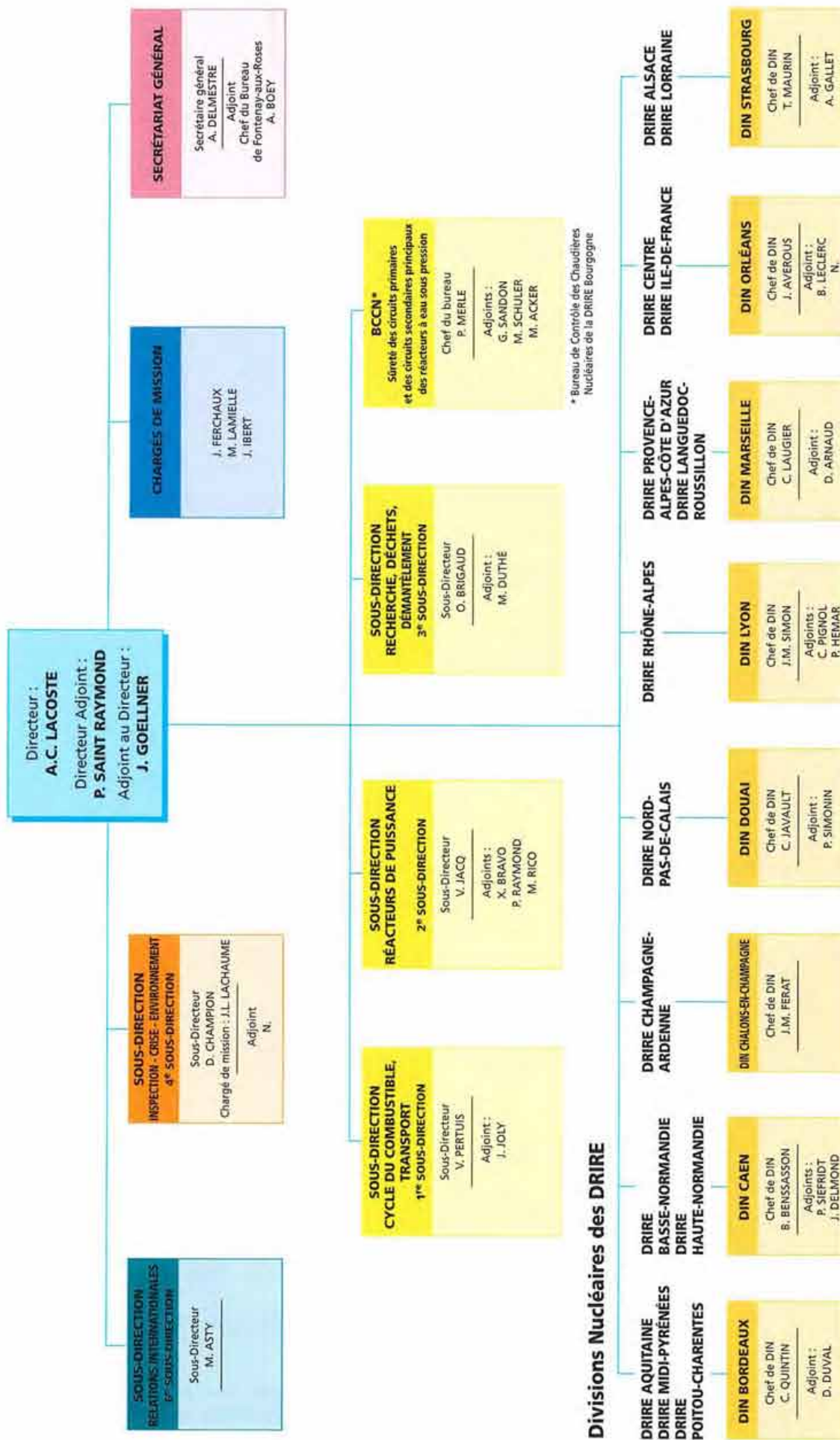
Transformé en parfumerie, puis en fondoir de graisses animales et aujourd'hui en transit d'os et de viandes impropres à la consommation humaine, le site a seulement fait l'objet d'une investigation radiologique. L'OPRI et la CRIIRAD, ont repéré des pollutions radioactives intra muros et jusque sur les berges de la Seine, en été 1997. Depuis, tout est resté dans le désordre immuable, y compris la lagune d'hydrocarbures pâteux incrustée derrière les bâtiments d'origine.

Le repérage des activités industrielles ayant généré des déchets radioactifs s'appuie sur une loi et une institution récente : « *il est créé sous le nom d'Agence Nationale pour la gestion des Déchets Radioactifs un établissement public industriel et commercial placé sous la tutelle des Ministères de l'Industrie, de l'Environnement et de la Recherche. Cette agence est chargée des opérations de gestion à long terme des déchets radioactifs et notamment (...) de répertorier l'état de la*

*localisation de tous les déchets radioactifs se trouvant sur le territoire national* ». Une loi récente donc, en date du 30 décembre 1991, mais dans ce domaine appliquée avec une vigueur renouvelée chaque année par les producteurs, des services de l'Etat et l'ANDRA. Le secteur nucléaire fait figure de pionnier en traquant ses stockages, ses décharges internes et externes y compris en mer et en se penchant, avec l'aide des historiens et des associations, sur son passé. Reste à convaincre les industriels de la chimie qu'ils peuvent être producteurs de déchets radioactifs dans leurs usines hors d'usage ou en phase de maintenance, entre autres dans les secteurs électroniques, des matériaux réfractaires, des pigments, des pots catalytiques, de la métallurgie fine, de l'industrie du verre et de l'aéronautique. Le nucléaire et la chimie imposent la même vigilance, même si les filières d'élimination des déchets doivent être séparées.

# Autorité de sûreté nucléaire

## Organigramme au 1<sup>er</sup> septembre 1999



# « CONTROLE »

LA REVUE DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE »

## BULLETIN DE 1<sup>er</sup> ABONNEMENT\*

NOM ..... Prénom .....

Société ou organisme .....

Division ou service .....

Fonction .....

Adresse Professionnelle  ou Personnelle

Code postal ..... Ville ..... Pays .....

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

1. Travaillez-vous dans le secteur nucléaire ?

Oui  Non

2. A laquelle de ces catégories appartenez-vous ?

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

## MODIFICATIONS (pour l'année 1999)

N° d'abonné : .....

En cas de modifications veuillez cocher la ou les cases correspondantes et indiquer les changements intervenus

NOM .....  Prénom .....

Société ou organisme .....

Division ou service .....

Fonction .....

Adresse Professionnelle  ou Personnelle

Code postal ..... Ville ..... Pays .....

Autres : .....

## SUPPRESSION D'ABONNEMENT

N° d'abonné : .....

En cas de suppression d'abonnement, veuillez cocher la case ci-après

Motif .....

A renvoyer à : Direction de la sûreté des installations nucléaires  
99, rue de Grenelle – 75353 Paris 07 SP – Fax 33 (0)1 43 19 23 31



NOM ..... Prénom .....

Adresse .....

Code postal ..... Ville ..... Pays .....

**A renvoyer à : Direction de la sûreté des installations nucléaires  
99, rue de Grenelle – 75353 Paris 07 SP – Fax 33 (0)1 43 19 23 31**

Les dossiers de la revue Contrôle			Nombre d'exemplaires*
100-101	La communication (octobre 1994)	Epuisé	
102	Les déchets faiblement radioactifs (décembre 1994)	Epuisé	
103	Le rapport d'activité 1994 de la DSIN (février 1995)	Epuisé	
104	Les commissions locales d'informations (avril 1995)	Epuisé	
105	La sûreté des réacteurs du futur – le projet EPR (juin 1995)	Disponible	
105	Special topic: Safety of future reactors – the EPR project (June 1995)	Disponible	
106	L'organisation du contrôle de la sûreté et de la radioprotection (août 1995)	Epuisé	
107	Les réacteurs en constructions – le palier N4 (octobre 1995)	Epuisé	
108	La crise nucléaire (décembre 1995)	Epuisé	
109	L'activité en 1995 de la DSIN (février 1996)	Epuisé	
110	Le retour d'expérience des accidents nucléaires (avril 1996)	Disponible	
111	Les rejets des installations nucléaires (juin 1996)	Epuisé	
112	Les exercices de crises (août 1996)	Epuisé	
113	Déchets radioactifs : les laboratoires souterrains de recherche (octobre 1996)	Epuisé	
114	La communication sur les incidents nucléaires (décembre 1996)	Disponible	
115	L'activité de la DSIN en 1996 (février 1997)	Epuisé	
116	La sûreté du cycle du combustible 1 <sup>re</sup> partie (avril 1997)	Epuisé	
117	La sûreté du cycle du combustible 2 <sup>e</sup> partie (juin 1997)	Epuisé	
118	La gestion des déchets très faiblement radioactifs (août 1997)	Disponible	
119	Le démantèlement des installations nucléaires (octobre 1997)	Disponible	
120	Le transport des matières radioactives (décembre 1997)	Disponible	
121	L'activité de la DSIN en 1997 (février 1998)	Disponible	
122	Le contrôle de la construction des chaudières nucléaires (avril 1998)	Disponible	
123	Radioprotection et INB (juin 1998)	Disponible	
124	Les relations internationales bilatérales (août 1998)	Disponible	
124	Bilateral international relations (August 1998)	Disponible	
125	25 ans de contrôle de la sûreté nucléaire (novembre 1998)	Disponible	
125	25 years of Nuclear Safety (November 1998)	Disponible	
126	La gestion des matières radioactives et son contrôle (décembre 1998)	Disponible	
127	La sûreté nucléaire en 1998 (mars 1999)	Disponible	
128	Les réacteurs expérimentaux et de recherche (avril 1999)	Disponible	
129	Le vieillissement des centrales nucléaires (juin 1999)	Disponible	
130	Sites contaminés et déchets anciens (août 1999)	Disponible	

\* Maximum 5 exemplaires



# « CONTROLE »

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 – Fax : 33 (0) 1 43.19.23.31 – Mel : Dsin.PUBLICATIONS@industrie.gouv.fr

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

Rédacteur en chef : Olivier BRIGAUD

Assistante de rédaction : Isabelle THOMAS

Photos : EDF, COGEMA, IPSN, ANDRA, CEA, Robin des Bois, CEA/DAM, M. J.M. TAIPLAT,  
M. Ph. DEMAIL, Image Bank, UKAEA, FOTOGRAM-STONE, DOE Hanford

ISSN : 1254-8146

Commission paritaire : 1294 AD

Imprimerie : Louis-Jean, BP 87, GAP Cedex

# Le magazine télématique

# 3614 MAGNUC

L'actualité de la sûreté nucléaire et de la radioprotection



En France : 3614 MAGNUC - de l'étranger : 33 8 36 43 14 14 MAGNUC