

# C O N T R O L E

LA REVUE  
DE L'AUTORITÉ  
DE SÛRETÉ  
NUCLÉAIRE  
N°117  
JUN 97

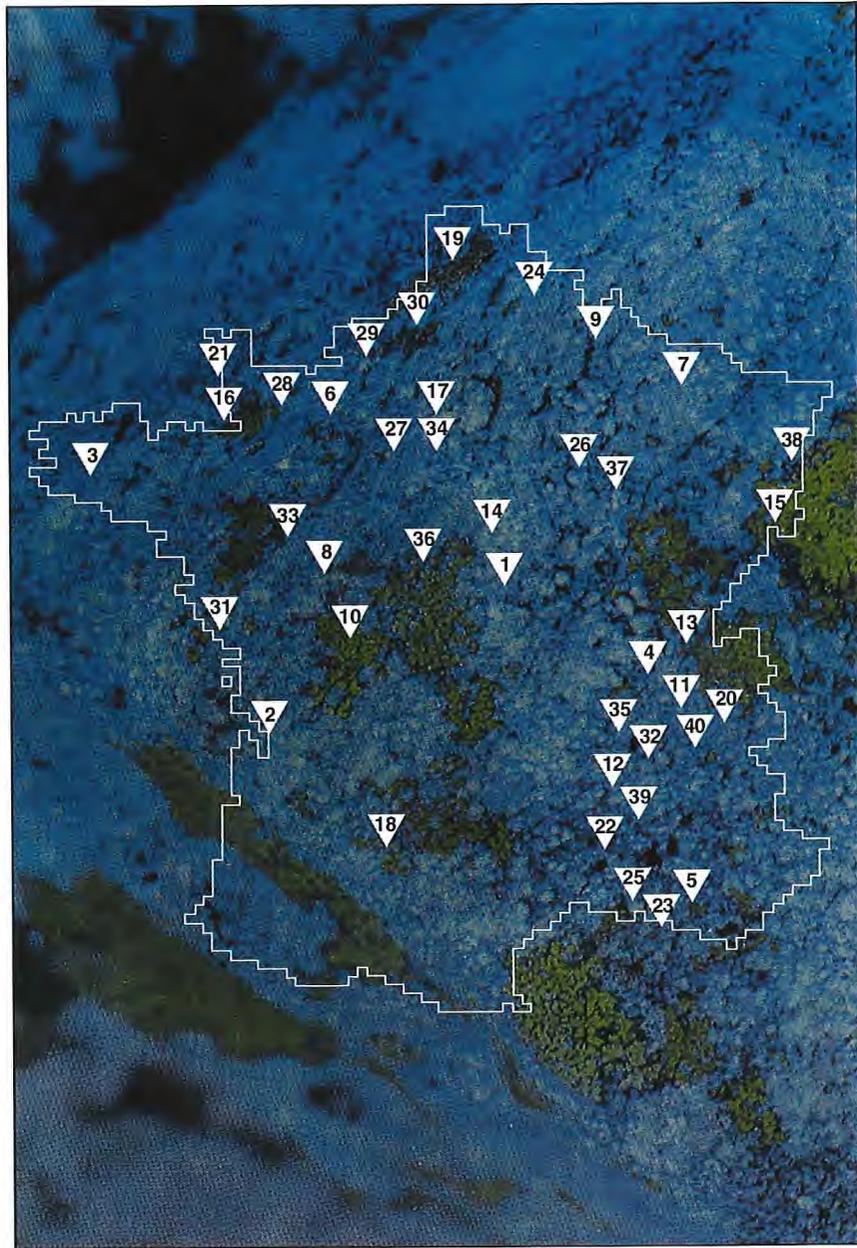


**Dossier : La sûreté  
du cycle du combustible 2<sup>e</sup> partie**

AUTORITÉ  
DE SÛRETÉ  
NUCLÉAIRE

# Les installations

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



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

Ce numéro 117 de la revue Contrôle comporte la seconde partie du dossier double sur la sûreté du cycle du combustible nucléaire qui était annoncé pour les numéros 116 et 117. Le dossier présente les positions d'un certain nombre d'acteurs et des points de vue extérieurs.

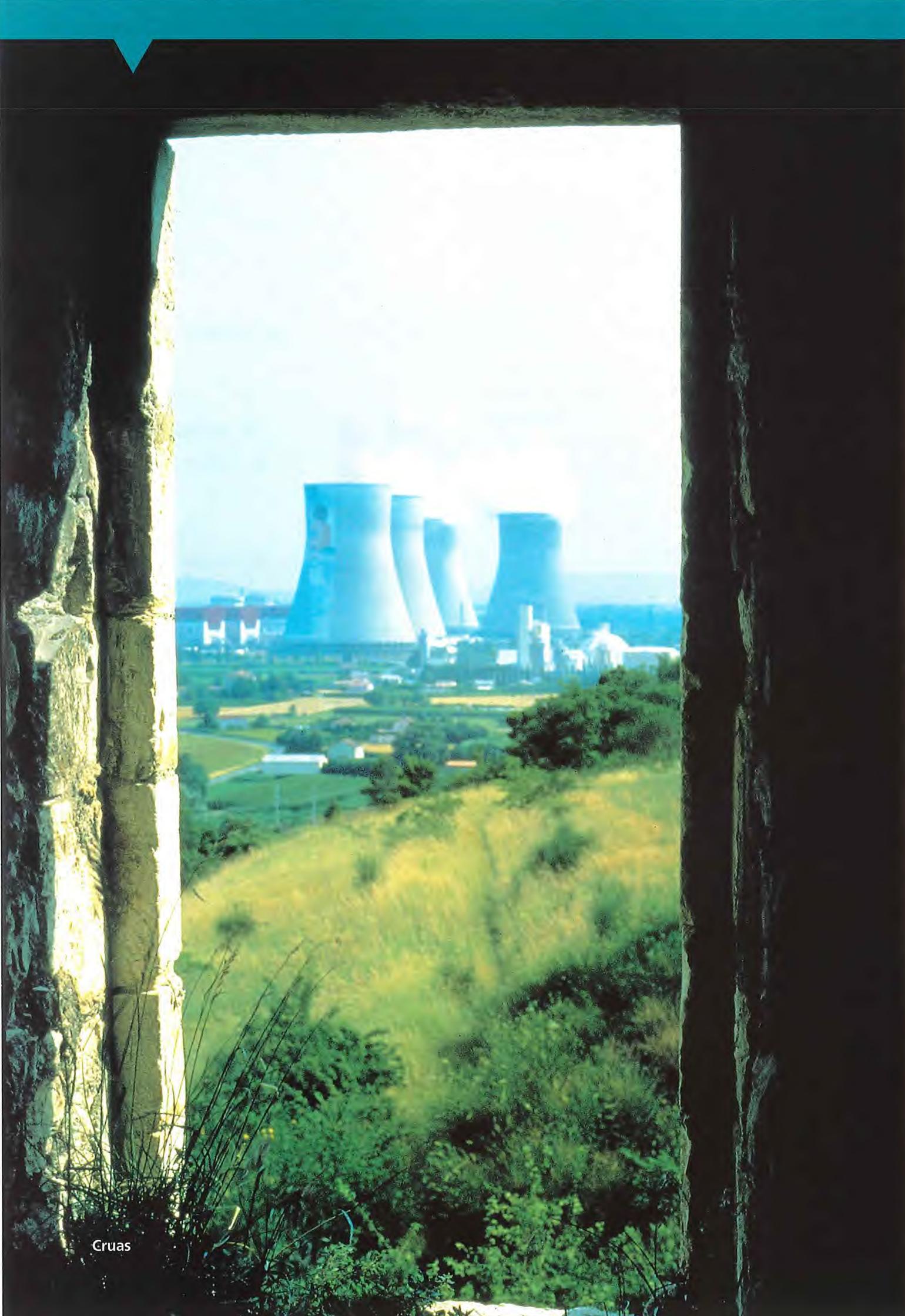
Le prochain numéro de Contrôle, le numéro 118, portera sur les déchets de très faible radioactivité, dits déchets TFA, en liaison avec l'atelier consacré à ces déchets lors des 4<sup>es</sup> Assises Nationales des Déchets organisées à La Baule les 16 et 17 septembre 1997. Quant au numéro 119, son dossier devrait être consacré au démantèlement des installations nucléaires.

André-Claude Lacoste  
 Directeur de la sûreté  
 des installations nucléaires



## Sommaire

- 2** Les installations
- 21** En bref... France
- 27** Relations internationales
- 33** Dossier :  
 La sûreté du cycle du combustible



Cruas

# Les installations

Au cours des mois de mars et avril, 23 événements ont été classés au niveau 1 et 2 événements ont été classés au niveau 2 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES, dont 21 dans les centrales et 4 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, 106 inspections ont été effectuées.

Les installations non mentionnées dans cette rubrique n'ont pas fait l'objet d'événements notables en termes de sûreté nucléaire. Le repère ► signale le ou les différents exploitants d'un même site géographique.

## Anomalie générique concernant les tuyauteries auxiliaires du circuit primaire des réacteurs de 900 MWe

Le 21 décembre 1996, l'exploitant du réacteur 1 de Dampierre a localisé une fuite d'eau primaire non isolable sur une tuyauterie auxiliaire du circuit primaire située à l'arrivée du circuit d'injection de sécurité.

Le réacteur a été arrêté avant que cette fuite n'atteigne les seuils de sûreté et le tronçon concerné a été remplacé, l'opération ayant duré au total un mois.

Les expertises du tronçon déposé ont montré que la fuite était due à une fissure ayant traversé la tuyauterie dans sa partie courante et non pas, comme on aurait pu s'y attendre compte tenu du retour d'expérience, à un coude ou à une soudure.

L'hypothèse la plus probable est que cette fissuration a été engendrée par des fluctuations de température causées par des arrivées d'eau froide en provenance de vannes situées en amont de la tuyauterie concernée et qui présenteraient des manques d'étanchéité. De tels incidents s'étaient ainsi produits, mais jamais

sur une partie courante de tuyauterie, sur les réacteurs de Farley 2 aux Etats-Unis et de Genkai au Japon en 1987, sur le réacteur de Tihange 1 en Belgique en 1988 et sur le réacteur 2 de Dampierre en 1992. Ce dernier incident avait conduit EDF à contrôler sur l'ensemble des réacteurs de 900 MWe l'étanchéité des vannes et l'état des tuyauteries au niveau des coudes et soudures.

Le 27 janvier 1997, l'exploitant a donc décidé la réalisation de contrôles étendus aux parties courantes des tuyauteries lors des arrêts programmés de réacteurs ayant présenté des manques d'étanchéité depuis 1993 (Dampierre 3, Cruas 3, Saint-Laurent B1, Tricastin 1 et 4, Bugey 3 et Gravelines 4).

Les contrôles étendus réalisés sur Cruas 3, Saint-Laurent B1, Tricastin 1 et 4, Bugey 3, Gravelines 4 n'ont pas mis en évidence d'indication de défaut. En revanche les contrôles réalisés sur le réacteur 3 de Dampierre du 10 au 22 mars ont mis en évidence des défauts dans deux tuyauteries qui en conséquence ont été remplacées. Les tronçons déposés feront l'objet d'expertises.

Devant cette situation l'exploitant a annoncé le 21 mars la réalisation de

contrôles anticipés sur les réacteurs 1 de Fessenheim, 4 de Dampierre et 5 de Gravelines qui devaient normalement s'arrêter au deuxième semestre 1997 et ont présenté dans le passé des manques d'étanchéité importants de vannes ou des non-respects de programme de contrôle. Compte tenu des incertitudes sur l'évolution du phénomène l'Autorité de sûreté a demandé le 25 mars d'inclure dans cette liste le réacteur 2 de Chinon B puis de contrôler systématiquement lors de chaque arrêt normal tous les réacteurs de 900 MWe en l'attente d'explications complémentaires.

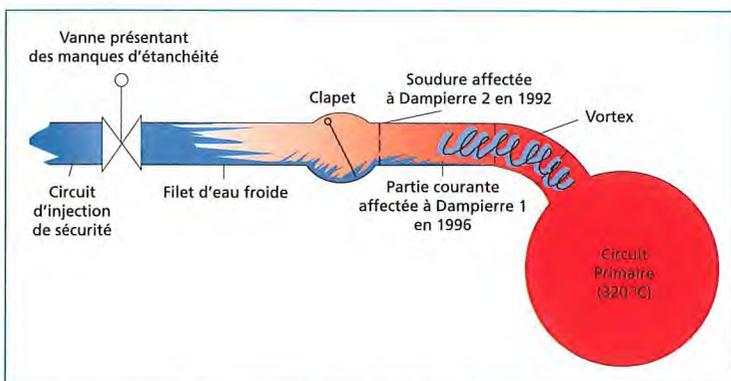
Les contrôles anticipés réalisés à Gravelines 5 et Fessenheim 1 et les contrôles en arrêt normal effectués à Chinon 1 et Dampierre 2 n'ont pas mis en évidence d'indication de défaut.

En revanche, les contrôles réalisés sur le réacteur 2 de Fessenheim le 18 avril ont mis en évidence des défauts dans deux tuyauteries qui en conséquence sont en cours de remplacement. Les résultats de contrôles sur le réacteur 4 de Bugey sont actuellement en cours d'examen. Le remplacement d'un tronçon est en cours.

Les contrôles sur Dampierre 4 et Chinon B2 restent à effectuer.

EDF a transmis le 16 avril une étude concernant l'évolution de ce type de défaut. Il ressort de cette étude que, sur l'une des tuyauteries concernées, des petits défauts non décelables lors des contrôles sont susceptibles de traverser la tuyauterie en moins d'un cycle en cas de manque d'étanchéité même faible de la vanne située en amont.

L'examen détaillé de cette étude a conduit l'Autorité de sûreté à re-



Incident générique : schéma de principe

classer au **niveau 2** de l'échelle INES cet incident générique, qui était classé provisoirement au niveau 1.

EDF s'est engagé à définir sa stratégie de traitement définitif de ce problème pour le mois de juin 1997.

1

### Belleville (Cher)

► **Centrale EDF**

**Ensemble du site**

L'**inspection** du 7 mars avait pour but de vérifier comment le site appliquait les dispositions relatives à la protection contre les grands froids. Les principaux points abordés ont porté sur le contenu et l'application des consignes et sur l'état des modifications liées au sujet.

L'**inspection** du 14 avril avait pour but de faire un état des lieux du système de mesure du flux neutronique. Un examen des essais périodiques associés à ce système ainsi qu'une visite de la salle de commande ont également été réalisés.

Lors de l'**inspection** du 24 avril, les inspecteurs se sont fait présenter l'organisation générale du site et des services pour la gestion et le traitement des écarts. Une visite de la salle de commande a également été réalisée.

2

### Blayais (Gironde)

► **Centrale EDF**

**Ensemble du site**

L'**inspection** du 12 mars a eu pour objet d'examiner les modalités de gestion des effluents liquides radioactifs et non radioactifs produits par le site, ainsi que la maintenance réalisée sur leurs systèmes de traitement.

L'**inspection** du 9 avril a eu pour thème les alimentations en « fluides » (air et électricité) du site, notamment par l'examen des systèmes d'alimentation auxiliaire réseau (LGR) et de distribution air comprimé-régulation (SAR).

L'**inspection** du 11 avril a eu pour objet l'examen des différents systèmes contribuant au confinement des fluides radioactifs.

**Réacteur 4**

L'**inspection** du 28 avril a porté sur le programme de l'arrêt pour rechargement en combustible du réacteur, qui débutera au mois de juin 1997.

4

### Bugey (Ain)

► **Centrale EDF**

**Ensemble du site**

Un **exercice de crise nucléaire** a eu lieu le 11 mars sur la centrale du Bugey (cf. En bref... France).

**Réacteur 1 (filiale uranium naturel-graphite-gaz)**

L'**inspection** du 17 avril avait pour objet de s'assurer du bon déroulement des opérations de mise à l'arrêt définitif du réacteur. Le respect des prescriptions du décret du 30 août 1996 relatif à ces opérations (voir revue « Contrôle » n° 115) et des spécifications de sûreté en vigueur sur cette installation a notamment été vérifié.

**Réacteur 3**

Le réacteur, qui était à l'arrêt depuis le 25 janvier pour visite partielle et rechargement en combustible, a été **autorisé** à redémarrer le 27 mars.

**Réacteur 4**

Le réacteur a été mis à l'arrêt le 12 avril pour visite partielle et rechargement en combustible.

Un **incident** est survenu le 16 avril : alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement en combustible depuis le 12 avril, le robinet d'évent du pressuriseur est resté fermé, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation.

Le pressuriseur est un réservoir de forme cylindrique, qui a pour fonction de contrôler la pression du circuit primaire. En fonctionnement normal, il contient de l'eau en phase liquide et en phase vapeur. Pour vidanger le circuit primaire, il est nécessaire d'ouvrir un évent, isolable

par un robinet et situé dans la partie haute du pressuriseur, afin de mettre ce réservoir à la pression atmosphérique.

Le jour de l'incident, à cause d'une communication erronée entre deux opérateurs, cet évent est resté fermé, ce qui a entraîné une mauvaise appréciation du niveau d'eau dans le circuit primaire lors de sa vidange. Une comparaison entre le volume d'eau vidangé et le niveau d'eau mesuré dans ce circuit a permis de détecter rapidement la non-ouverture de l'évent.

En raison de lacunes dans la culture de sûreté, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'**inspection** du 24 avril a porté sur les travaux de maintenance en cours lors de l'arrêt pour visite partielle du réacteur, et notamment leur conformité aux règles d'assurance qualité.

5

### Cadarache (Bouches-du-Rhône)

► **Centre d'études du CEA**

**Ensemble du site**

La sous-commission « communication » de la Commission locale d'information (CLI) de Cadarache s'est réunie à trois reprises les 18 mars, 9 et 30 avril (cf. En bref... France).

Une réunion d'information sur le futur réacteur d'irradiation Jules Horowitz, réunissant les responsables du projet et les représentants de l'Autorité de sûreté et de son appui technique l'IPSN, s'est tenue le 23 avril (cf. En bref... France).

**Réacteur Rapsodie**

L'**inspection** du 7 mars a porté sur deux thèmes prioritaires pour la campagne d'inspections 1997 : l'organisation mise en place pour l'exploitation de l'installation sur le plan de la radioprotection et le suivi des anomalies et des incidents. La visite de l'installation a permis de vérifier la mise en exploitation et le bon fonctionnement de la ventilation.

**Réacteurs Cabri et Scarabée**

L'**inspection** du 21 mars avait pour but de vérifier l'état du matériel contrôle-commande associé aux chaînes de sécurité des deux réac-

teurs. Les contrôles et essais périodiques effectués par l'exploitant sur ces matériels ont également été examinés.

L'**inspection** du 8 avril a porté sur les conditions de fabrication et de mise en place dans le réacteur Scarabée de la nouvelle cellule d'essais en pile et de sa perche filtre associée.

**Magasin central des matières fissibles (MCMF) (stockage d'uranium enrichi et de plutonium)**

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réception et l'entreposage des emballages TNBGC1 contenant des galettes de matière uranifère du cœur du réacteur Harmonie. L'entreposage d'emballages F552 contenant des éléments combustibles MTR CELESTIN **n'est plus autorisé** (lettre du 17 mars).

**Laboratoire de purification chimique (LPC)**

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à procéder aux opérations de démantèlement d'équipements (boîtes à gants et éléments de transfert) (lettre du 17 mars).

L'**inspection** du 27 mars a porté sur le contrôle qu'exerce l'exploitant sur les effluents liquides et gazeux qu'il rejette. L'accent a été mis sur la séparation des flux actifs, non actifs et suspects pour les liquides ainsi que le suivi des appareils de mesure associés aux rejets gazeux.

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

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** les travaux sur les constituants de la ventilation de l'installation (lettre du 24 avril).

**Atelier de traitement d'uranium enrichi (ATUE)**

Un **incident** est survenu le 18 mars : une cuve d'effluents suspects non analysés a été vidangée dans le réseau d'eau industrielle du Centre, à la place d'une cuve d'effluents analysés.

Pour chaque installation, les autorisations de rejets d'effluents prévoient que les effluents liquides soient classés « suspects » ou « actifs », en fonction de leur origine, et recueillis dans des cuves distinctes.

Les effluents suspects sont stockés dans deux cuves pour être analysés ; ceux qui se révèlent non actifs sont vidangés vers la station d'épuration par le réseau d'eau industrielle, ceux qui sont actifs sont récupérés par des camions citernes pour traitement.

Les deux cuves de stockage d'effluents suspects sont reliées à une même pompe. La vidange de celle des deux cuves dont le contenu n'avait pas encore été analysé a été provoquée par le dysfonctionnement d'une électrovanne et par un mauvais positionnement de deux vannes manuelles.

Une analyse effectuée a posteriori sur un reliquat des effluents évacués a montré leur conformité aux normes de vidange ; en outre, les résultats des analyses et contrôles en continu en amont de la station d'épuration et au niveau de la station de rejets en Durance sont restés inférieurs aux limites de détection des appareils.

Cependant, en raison du non-respect des conditions fixées par l'arrêté d'autorisation de rejets, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'**inspection** du 24 avril avait pour objet la radioprotection ; une attention particulière a été portée au maintien de la fonction radioprotection de l'atelier de traitement d'uranium enrichi, qui est en cours d'assainissement, étroitement associée à la surveillance des barrières.

**Laboratoire d'examen de combustibles actifs (LECA)**

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réception et les examens non destructifs et destructifs sur un assemblage CELESTIN irradié dont l'enrichissement et la masse d'uranium avant irradiation étaient respectivement de 93,15 % et 794,6 g, alors que la masse de matière fissile autorisée dans une cellule de la chaîne béton est de 350 g (lettre du 11 avril).

**Station de traitement, d'assainissement et de reconditionnement (STAR)**

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie,

le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le reconditionnement et l'évacuation vers le parc d'entreposage des déchets radioactifs des déchets magnésiens entreposés dans l'installation (lettre du 7 mars).

L'**inspection** du 15 avril a visé à vérifier par sondage l'application des dispositions des nouvelles règles générales d'exploitation et du nouveau rapport de sûreté, utilisés depuis le 1<sup>er</sup> février relatives aux thèmes des déchets, du lavage et de la ventilation.

**Atelier de technologie du plutonium (ATPu)**

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

- la réalisation des essais en actif sur la rectifieuse de la cellule C4, simultanément au fonctionnement en production de la rectifieuse en cellule C3 (lettre du 6 mars) ;
- les opérations de démantèlement d'équipements : boîtes à gants et éléments de transfert (lettre du 17 mars).

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

L'**inspection** du 27 mars, en complément des visites du 10 mars 1995 et du 19 septembre 1996, a été consacrée à l'examen des procédures et des dispositifs anti-incendie.

Un **incident** est survenu le 16 avril dans une presse de compactage de fûts de déchets de la station de traitement des déchets solides (STED). La présence de produit organique non autorisé sur le piston de la presse a été détectée par un opérateur.

Cet incident est dû à la prise en charge et au traitement dans cette presse de fûts non conformes aux spécifications de l'installation, quant à la nature physique des déchets contenus.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur l'environnement ni sur les personnels.

Il est classé au **niveau 1** de l'échelle INES, en raison du non-respect des consignes.

**Laboratoire de découpage des assemblages combustibles (LDAC)**

Le CEA a informé la DSIN de l'arrêt définitif des activités du Laboratoire de

découpage des assemblages combustibles (LDAC) et du démarrage des opérations devant mener à la cessation définitive d'exploitation (lettre IGSN du 25 mars).

7

## Cattenom (Moselle)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

Une **inspection** a eu lieu le 20 mars concernant le suivi par le site des paramètres chimiques des circuits primaires et secondaires des réacteurs. Les inspecteurs ont examiné l'organisation mise en place à ce titre et se sont intéressés aux événements répertoriés pour la période 1994-1997. Ils se sont fait présenter les diagrammes de suivi de paramètres chimiques au cours du dernier cycle pour les réacteurs 2 et 3.

L'**inspection** du 15 avril a eu pour objectif d'examiner la cohérence des documents de maintenance et des essais périodiques du site par rapport aux exigences du rapport de sûreté et à l'état réel du matériel sur le terrain. Le sondage a été réalisé sur le système élémentaire de l'aspersion de l'enceinte et de sa recirculation.

L'**inspection** du 29 avril a permis d'examiner les dispositions mises en œuvre par le site pour faire face à d'éventuelles agressions externes (grand froid, inondation, chute d'avion).

#### Réacteur 2

Le réacteur, à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 1<sup>er</sup> février, a redémarré le 8 mars.

Un **incident** est survenu le 3 avril : alors que le réacteur était en fonctionnement, une erreur au cours de la réalisation d'un essai périodique de manœuvrabilité des grappes de commandes a entraîné l'arrêt automatique du réacteur.

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

- ajuster la concentration en bore dans l'eau du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les

neutrons produits par la réaction nucléaire ;

- introduire les grappes de commande dans le cœur ou les en retirer, ces grappes de commande contenant des matériaux absorbant les neutrons. La chute des grappes de commande permet d'arrêter immédiatement la réaction nucléaire.

Des essais périodiques de manœuvrabilité permettent de vérifier le bon fonctionnement de ces grappes de commandes.

Dans le cas présent, l'opérateur procédant à un tel essai a commis une erreur en manœuvrant un groupe de grappes de commande à la place d'un autre. Cette erreur de manipulation a conduit à une surinsertion anormale du groupe de grappes, provoquant l'arrêt automatique du réacteur.

Il a été en outre découvert que cet essai périodique n'était pas programmé par l'exploitant et avait été réalisé sans que les documents prévus par les règles internes d'assurance-qualité aient été validés.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur.

Cependant, en raison du non-respect des règles de programmation et d'assurance-qualité liées aux essais périodiques qui constitue un manque à la culture de sûreté, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

8

## Chinon (Indre-et-Loire)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

L'enquête publique, dans le cadre de la future utilisation du combustible mixte « uranium-plutonium » dans les quatre réacteurs des centrales B, s'est achevée le 17 mars.

#### Atelier des matériaux irradiés (AMI)

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

- à déroger aux règles générales d'exploitation pour effectuer la maintenance du tableau électrique MLKB (téléx du 3 mars) ;
- à évacuer des tronçons de combustible de réacteur type REP entre-

posés dans la cellule R201 (téléx du 5 mars).

Lors de l'**inspection** du 24 avril, il a été procédé à un contrôle de l'organisation mise en œuvre pour la préparation des chantiers de modification de l'installation.

L'analyse de risque des chantiers et la maîtrise des interfaces entre le chantier, l'exploitant et les personnels utilisant les laboratoires ont été plus particulièrement étudiées. Une visite des chantiers en cours a été réalisée.

Le Groupe permanent d'experts chargés des laboratoires et usines s'est réuni le 26 mars pour examiner la mise à jour du référentiel de sûreté de l'AMI à Chinon (voir En bref... France).

### Centrale B

Une nouvelle organisation de suivi des arrêts de réacteurs est mise en place au niveau national entre l'Autorité de sûreté et EDF. Cette organisation est décrite dans un recueil national commun à tous les sites EDF, complété par des recueils spécifiques à chaque site et un nouveau modèle de « 616 A ».

L'objet de l'**inspection** du 24 mars était de vérifier l'organisation et les moyens mis en place par l'exploitant de Chinon B pour appliquer ces nouvelles dispositions à l'arrêt du réacteur B3. Cette inspection est la première d'une série de trois (réacteurs B2 à B4) sur ce site.

### Réacteur B1

Le réacteur est arrêté depuis le 22 mars pour visite partielle et rechargement en combustible.

Un **incident** est survenu le 27 mars : alors que le réacteur était à l'arrêt, l'ouverture du circuit primaire n'a pas été réalisée dans une configuration correcte.

Normalement, avant cette ouverture, un circuit supplémentaire doit être prédisposé pour secourir le refroidissement à l'arrêt en cas de nécessité.

Or, en se conformant au planning prévisionnel des interventions à l'arrêt, l'exploitant a réalisé l'ouverture du circuit primaire deux heures avant la prédisposition de ce système de secours. Pendant cette période, les spécifications techniques d'exploitation n'ont pas été respectées.

En outre, la procédure de conduite n'a pas été correctement appliquée puisque celle-ci impose un point d'arrêt avant l'ouverture du circuit primaire et que ce point n'a pas été respecté. Ce non-respect de la procédure constitue un facteur aggravant. Cet incident n'a pas eu de conséquence réelle.

En raison d'un manque de culture de sûreté, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'**inspection** du 14 avril a permis de faire le point sur les travaux réalisés pendant l'arrêt du réacteur. Différents chantiers en cours dans le bâtiment réacteur, ainsi que les chantiers sur un diesel et une tuyauterie de rejet d'eau de refroidissement, ont été visités.

#### Réacteur B3

Le réacteur est en prolongation de cycle depuis le 20 février.

#### Réacteur B4

Un **incident** est survenu le 7 mars : lors d'une analyse périodique des incidents récents, l'exploitant a identifié une succession d'erreurs et de lacunes lors d'opérations de contrôle et de maintenance sur une pompe du système de contrôle volumétrique et chimique du circuit primaire principal.

Le système de contrôle volumétrique et chimique a pour fonction de maintenir dans le circuit primaire la quantité d'eau nécessaire au refroidissement du cœur. Cette régulation du volume du circuit primaire se fait par l'intermédiaire d'un circuit d'injection (charge) muni de trois pompes redondantes et d'un circuit de vidange (décharge). Ces pompes assurent également la fonction d'injection de sécurité permettant en cas d'accident, par exemple une fuite importante du circuit primaire du réacteur, d'introduire de l'eau borée sous haute pression dans celui-ci afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur. Le 12 décembre 1996, lors d'un essai périodique, l'exploitant – doutant de la réalisation d'un contrôle lors de l'arrêt pour rechargement de septembre 1996 – a rendu la pompe indisponible pour effectuer des travaux, travaux non justifiés compte tenu du nombre d'heures de fonctionnement de la pompe. Lors de ces travaux, une anomalie concernant la visserie du moteur a été provo-

quée qui n'a pas été détectée lors d'essais incomplets de requalification ; lors du contrôle de cette requalification, des essais complémentaires ont permis de procéder à la remise en conformité de la pompe. Cette succession d'événements, qui n'a fait l'objet d'aucune déclaration, témoigne de lacunes dans le processus d'assurance de la qualité.

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

9

## Chooz (Ardennes)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

Une **inspection** des activités de contrôle nucléaire de la DRIRE Champagne-Ardenne a donné lieu à une visite à Chooz le 8 avril (cf. En bref... France).

#### Centrale A (filrière uranium naturel-graphite-gaz)

L'exploitant EDF poursuit ses travaux de mise à l'arrêt définitif. Il achève notamment le démontage des réservoirs d'injection de sécurité situés en extérieur sur la colline. Il a été autorisé à engager la première étape des opérations d'assainissement de la piscine de désactivation soit, essentiellement, le retrait, la décontamination et le conditionnement des ateliers de stockage des assemblages.

Par ailleurs, le 29 avril le représentant du préfet des Ardennes a réuni les services de l'Etat et EDF pour préparer les consultations et l'**enquête publique** prévues dans le cadre du passage de la centrale A en installation d'entreposage de ses propres équipements (cf « En bref... France »)

L'**inspection** du 23 avril a porté sur les travaux liés à la mise à l'arrêt définitif de l'installation. Les inspecteurs ont en particulier examiné les filières retenues pour l'évacuation de déchets radioactifs liquides et le transport sur site des déchets radioactifs. Ils ont visité les chantiers de démantèlement des réservoirs du circuit d'injection de sécurité et la salle de commande du réacteur.

#### Centrale B

L'**inspection** du 26 mars a porté sur l'organisation et la réalisation du

contrôle technique interne à l'exploitant, prévu par l'arrêté ministériel du 10 août 1984 relatif à la qualité dans l'exploitation des installations nucléaires. Les inspecteurs ont principalement orienté leurs vérifications vers les services chargés de la conduite et de la maintenance des réacteurs.

#### Réacteurs B1 et B2

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le 4 mars la première divergence de Chooz B2.

Chooz B1 et B2 appartiennent à la nouvelle génération des réacteurs de 1450 MW (palier N4) qui compte 4 réacteurs, dont 2 en construction à Civaux. La première divergence du réacteur Chooz B1 avait été autorisée par le directeur de la sûreté des installations nucléaires le 24 juillet 1996.

#### Réacteur B1

Un **incident** est survenu le 9 avril : après un arrêt automatique du réacteur, une erreur lors d'une intervention de maintenance a provoqué l'indisponibilité des 2 voies du circuit de décharge de la vapeur secondaire vers l'atmosphère (dénommé GCTa).

Ce circuit, composé de 2 voies redondantes, constitue un moyen de refroidissement complémentaire requis lorsque le réacteur est à l'arrêt. L'exploitant a immédiatement identifié l'erreur commise ; il a procédé, après des vérifications, à la remise en service des 2 voies de ce circuit.

En raison d'une lacune dans la culture de sûreté, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

#### Réacteur B2

Un **incident** est survenu le 30 avril : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que le niveau d'eau du réservoir du circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur avait baissé en deçà du niveau requis par les spécifications techniques d'exploitation (STE).

Le circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur (circuit ASG) fournit l'eau nécessaire au refroidissement du cœur, en cas de défaillance de l'alimentation principale ou de fonctionnement à très faible puissance.

Lors d'un essai, conformément à la procédure prévue en pareil cas, l'exploitant a substitué le circuit ASG au circuit normal d'alimentation en eau des générateurs de vapeur. Ce basculement a provoqué une consommation d'eau du circuit ASG et entraîné une baisse du niveau du réservoir en deçà de la valeur requise par les STE. L'exploitant n'a pas pu réalimenter ce réservoir dans le délai imparti par les STE.

Compte tenu d'un non-respect des limites et conditions d'exploitation, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

10

### Civaux (Vienne)

► **Centrale EDF**

**Ensemble du site**

Une **inspection** a été organisée les 9 et 10 avril pour vérifier la qualité du montage des composants du circuit primaire principal du réacteur 2 et pour contrôler les interventions en cours sur les organes de robinetterie du circuit secondaire principal du réacteur 1.

**Réacteur 1**

L'**inspection** du 17 avril a eu pour objet l'examen des essais effectués sur le système de commande des grappes de contrôle du réacteur et du chantier de remplacement des guides de grappes.

11

### Creys-Malville (Isère)

**Réacteur Superphénix  
(à neutrons rapides)**

La Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB) s'est réunie en séance plénière le 30 avril (cf. En bref... France).

Le Conseil d'Etat considère que « l'enquête publique s'est déroulée du 30 mars 1993 au 14 juin 1993 ; qu'il ressort des pièces du dossier que tant les documents accompagnant la demande d'autorisation présentée par la Société Nersa que l'étude d'impact et le dossier soumis à l'en-

quête publique définissaient la production d'électricité comme l'objectif principal de l'exploitation du réacteur à neutrons rapides de Creys-Malville, en soulignant la continuité de la nouvelle phase d'exploitation avec les modes d'exploitation définis dans les précédentes autorisations accordées pour la création de cette installation ; que, toutefois, le décret attaqué du 11 juillet 1994, après avoir affirmé le caractère de prototype du réacteur de Creys-Malville, lui assigne un objectif de recherche et de démonstration et prescrit que « la production électrique du réacteur ne pourra être soumise aux exigences d'approvisionnement du réseau électrique » ; que les changements ainsi apportés à la conception initiale du projet n'ont affecté ni la puissance électrique, qui demeure de 1200 mégawatts, ni les dimensions ou le volume des installations ; et qu'il ne ressort pas des pièces du dossier qu'ils aient augmenté les risques de l'installation ; que, toutefois, les modifications contenues dans le décret attaqué par rapport au projet soumis à l'enquête publique, qui portent sur les finalités mêmes assignées à l'installation nucléaire de base, revêtent en l'espèce une importance telle qu'elles affectent substantiellement sa destination ; que, dès lors, la création du réacteur à neutrons rapides ne pouvait être autorisée, dans sa nouvelle configuration, sur la base de l'enquête publique à laquelle il a été procédé dans les conditions décrites ci-dessus, mais impliquait la réalisation d'une nouvelle enquête portant sur le projet tel qu'il a été autorisé par le décret attaqué ».

Le réacteur est arrêté volontairement depuis le 24 décembre pour une durée prévisionnelle de 6 mois afin notamment de procéder à des travaux de maintenance. A cette occasion, des modifications sont prévues, en particulier le remplacement de la première couronne d'assemblages fertiles du cœur par des assemblages acier et l'introduction de 3 assemblages expérimentaux dans le cadre du programme d'acquisition des connaissances.

Les épreuves hydrauliques de la partie eau-vapeur de deux générateurs de vapeur ont été réalisées avec succès. Un générateur de vapeur est un échangeur thermique entre l'eau du circuit eau-vapeur et le sodium du circuit secondaire, porté à haute tem-

pérature (525 °C) par le sodium primaire contenu dans la cuve. Cette eau se transforme en vapeur et alimente la turbine. Le réacteur de Creys-Malville comporte quatre générateurs de vapeur. L'épreuve hydraulique consiste notamment à mettre en pression le faisceau tubulaire (357 tubes) du générateur afin de vérifier sa résistance et son étanchéité.

L'**inspection** du 14 mars a porté sur le respect de la réglementation concernant les appareils à pression et sur la réalisation des épreuves hydrauliques.

La section permanente nucléaire s'est réunie le 26 mars et a rendu un avis favorable concernant la demande de dérogation relative aux visites et épreuves périodiques des générateurs de vapeur.

L'**inspection** du 16 avril a porté sur les circuits secondaires de sodium, leur maintenance, les essais périodiques associés ainsi que sur leur conduite. Le réacteur comprend 4 circuits secondaires indépendants permettant de transférer la chaleur du sodium primaire vers le circuit eau-vapeur.

L'**inspection** inopinée du 18 avril avait pour objet d'examiner la qualité des travaux, en particulier la maintenance de la motorisation des barres de commande, la réparation d'un dispositif d'examen visuel de l'intérieur de la cuve, et le soudage de tuyauteries sur les circuits secondaires.

12

### Cruas (Ardèche)

► **Centrale EDF**

**Ensemble du site**

L'**inspection** du 4 mars a porté sur la gestion des effluents, liquides et gazeux, produits par la centrale et sur les modes opératoires mis en œuvre pour les réduire.

L'**inspection** du 15 avril a été consacrée à la formation des agents nécessaire à la délivrance des habilitations et au maintien des compétences, ainsi qu'aux actions de formation ponctuelles définies après l'analyse des incidents significatifs (retour d'expérience).

### Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 11 mars : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a découvert que les limites de répartition du flux neutronique dans le cœur, définies dans les spécifications techniques d'exploitation (STE), avaient été dépassées pendant plusieurs minutes. Afin de réduire le dommage subi par le cœur du réacteur en cas d'accident, par exemple en cas de brèche sur le circuit primaire, la différence de flux neutronique entre le haut et le bas du cœur ne doit pas être trop importante. A cet effet, les spécifications techniques d'exploitation définissent sur un diagramme de pilotage les limites à respecter en fonction de la puissance délivrée par le cœur.

Le 6 mars, les paramètres définissant ces limites ont été calculés alors que la stabilité du flux neutronique du cœur, requise en ce cas par les STE, n'était pas strictement acquise. L'anomalie a été découverte lors d'un contrôle réalisé le 11 mars ; elle a été rapidement corrigée.

A aucun moment la sûreté de l'installation n'a été mise en cause. En effet, des marges importantes ont été prises lors de la définition du domaine de fonctionnement autorisé. Par ailleurs, en cas de dépassement important de ce domaine, un arrêt automatique aurait été déclenché par le système de protection du réacteur. Cependant, en raison du non-respect des STE, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Un **incident** est survenu le 18 mars : alors que le réacteur était en fonctionnement, au cours d'une manœuvre normale d'exploitation, le circuit d'appoint en eau borée du réacteur s'est révélé indisponible, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation.

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

- 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.

L'indisponibilité du circuit d'appoint en eau borée était due à la ferme-

ture par erreur d'une vanne manuelle de ce circuit, empêchant les pompes d'envoyer l'eau borée vers le circuit primaire. Dès la découverte de l'incident, le circuit a été remis en conformité.

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

Le 23 mars un **incident** similaire s'est produit sur le réacteur 4.

Compte tenu de la mauvaise prise en compte du retour d'expérience d'un incident identique survenu le 20 mars 1996, ces **deux incidents** ont été classés au **niveau 1** de l'échelle INES.

### Réacteur 3

Le réacteur, à l'arrêt pour rechargement en combustible depuis le 8 février, a été **autorisé** à redémarrer le 24 mars.

Un **incident** est survenu le 12 mars : alors que le réacteur était à l'arrêt et que débutait le rechargement en combustible, le circuit de refroidissement à l'arrêt a été indisponible pendant quelques heures, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation.

Le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt assure, lors des phases d'arrêt, la circulation et un niveau minimal d'eau dans le circuit primaire, afin d'évacuer la chaleur résiduelle provenant des combustibles encore présents dans le cœur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes.

Le jour de l'incident, deux vannes - une sur chacune de ces voies - n'ont pas été ouvertes préalablement au rechargement, rendant ainsi inefficace le circuit de refroidissement à l'arrêt. Dès la détection de l'anomalie, les vannes en cause ont été mises dans une position correcte. Compte tenu du peu de chaleur résiduelle à évacuer à ce moment-là, cet incident n'a pas eu de conséquence.

En raison d'une lacune dans le processus d'assurance qualité, cet incident - initialement classé au niveau 0 - a été reclassé au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'objectif de l'**inspection** du 19 mars était de vérifier par sondage la qualité de la réalisation d'un lot de modifications, en examinant en particulier les essais de requalification des

modifications et la mise à jour de la documentation relative à ces modifications.

Un **incident** est survenu le 25 mars : alors que le réacteur était en cours de démarrage après arrêt pour rechargement en combustible, l'exploitant a constaté, sur certaines chaînes de mesure du flux de neutrons, le mauvais réglage d'un seuil d'arrêt d'urgence du réacteur.

L'exploitant doit surveiller en permanence le flux de neutrons émis par le cœur du réacteur pour pouvoir contrôler toute augmentation de puissance. Il dispose pour cela de divers moyens de mesures, dont les chaînes « sources » capables de mesurer de très faibles flux lorsque le réacteur est à l'arrêt. Lorsque les seuils fixés pour ces chaînes de mesure sont dépassés, le système d'arrêt d'urgence est activé.

Ce système permet de faire chuter très rapidement les grappes dans le cœur du réacteur et de stopper la réaction nucléaire.

Le mauvais réglage constaté affectait les chaînes « sources » et aurait retardé l'action de l'arrêt d'urgence, sans pour autant l'empêcher.

Cette anomalie, due à une erreur de calcul lors du réglage des seuils, a été détectée avant le démarrage du réacteur et n'a eu aucune conséquence.

En raison du mauvais réglage d'un seuil d'arrêt d'urgence du réacteur, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

14

## Dampierre-en-Burly (Loiret)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

L'**inspection** du 25 mars avait pour but de s'assurer de la bonne application des dispositions relatives à la protection contre les grands froids, notamment en ce qui concerne le contenu et l'application de la « consigne grand froid », et les modifications qu'elle prévoit.

#### Réacteur 2

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 29 mars pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'inspection du 17 avril en situation d'arrêt du réacteur a permis aux inspecteurs d'examiner les différents chantiers en cours dans le bâtiment réacteur. Ils se sont également rendus dans le local des pompes RCV où des opérations de maintenance étaient en cours.

### Réacteur 3

Le réacteur, à l'arrêt depuis le 1<sup>er</sup> mars pour visite partielle et rechargement en combustible, a redémarré le 26 avril.

L'inspection du 13 mars avait pour objet l'évaluation de la qualité des chantiers liés à l'arrêt du réacteur.

Un **incident** est survenu le 15 avril : alors que le réacteur était à l'arrêt, le système de mesure de la radioactivité dans le circuit de ventilation du bâtiment réacteur est tombé en panne. L'exploitant n'a pas procédé dans le délai de 8 heures à l'arrêt du circuit de ventilation qu'imposent en pareil cas les spécifications techniques d'exploitation (STE).

Le circuit de ventilation du bâtiment réacteur a pour but d'assurer le renouvellement de l'air et de maîtriser la température ambiante du bâtiment lors des arrêts. Pour éviter la dispersion de radioactivité, la ventilation doit être automatiquement arrêtée si la présence de radioactivité est détectée. En l'absence de moyens de détection, l'arrêt préventif de la ventilation est exigé.

En raison d'un non-respect de la conduite à tenir, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

15

## Fessenheim (Haut-Rhin)

### ► Centrale EDF

#### Réacteur 1

Le réacteur a été arrêté entre le 29 mars et le 3 avril pour que l'exploitant contrôle de manière préventive les tuyauteries du circuit d'injection de sécurité. Ces contrôles n'ont révélé aucune anomalie.

#### Réacteur 2

Le réacteur a débuté sa prolongation de cycle le 14 mars. Il a été mis à l'arrêt le 10 avril. Au cours de cet arrêt seront intégrées les modifications du « lot 93 ».

16

## Flamanville (Manche)

### Ensemble du site

L'inspection du 25 mars a permis de contrôler les actions mises en place à la suite des incidents de blocage de grappes de commande survenus sur d'autres réacteurs de 1300 MWe (voir revues Contrôle n° 108, 111 et 114). Ces actions portent notamment sur l'exécution d'essais de manœuvrabilité quotidiens et bimensuels, la tenue à jour d'un historique des anomalies de fonctionnement des grappes, la mise en œuvre d'un programme d'inspections télévisuelles en arrêt de réacteur et la sensibilisation des opérateurs. Les inspecteurs ont également visité la salle de commande du réacteur 2.

L'inspection du 26 mars avait pour objet l'intégration des nouvelles procédures de conduites accidentelles sur le site. En effet, depuis août 1996, en cas d'accident, la centrale a été autorisée à passer d'une « conduite événementielle » à une « approche par état ».

L'inspection du 2 avril a porté sur l'intégration, dans la conduite, des démarches d'homogénéisation (intégration des « Règles de conduite nouvelle ») et de prise en compte de certains transitoires sensibles. La gestion par la conduite du retour d'expérience a été examinée. Cette visite a porté également sur le contrôle des fiches d'alarmes.

Lors de l'inspection des 29 et 30 avril il a été procédé au contrôle de l'organisation du site en matière de protection incendie. Les fiches d'actions incendie (FAI) élaborées par l'exploitant ont été examinées ; l'efficacité de l'équipe de deuxième intervention a été testée lors d'un exercice incendie.

17

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

### ► Centre d'études du CEA

#### Ensemble du site

L'inspection inopinée du 4 mars a porté sur l'organisation de la for-

mation locale de sécurité (FLS) du centre en matière de lutte contre l'incendie.

### Laboratoire de chimie du plutonium (LCPu)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la poursuite des opérations devant mener à la cessation définitive d'exploitation (lettre du 24 avril).

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

L'inspection du 22 avril a permis d'examiner les conditions d'entreposage des déchets solides et effluents organiques présents dans la Station de traitement des effluents et déchets solides (INB 34) et dans l'installation d'entreposage de déchets radioactifs solides (INB 73).

18

## Golfech (Tarn-et-Garonne)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

L'inspection du 12 mars a porté sur l'organisation de la formation du personnel au sein de la centrale.

L'inspection du 27 mars a permis d'examiner la maintenance et les essais périodiques réalisés sur les batteries d'accumulateurs et les onduleurs des sources électriques du contrôle-commande.

#### Réacteur 2

L'inspection du 15 avril a porté sur le programme de l'arrêt pour rechargement en combustible du réacteur, qui débutera au mois de juin 1997.

19

## Gravelines (Nord)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

La Commission locale d'information (CLI) auprès de la centrale de Gravelines s'est réunie en séance plé-

nière le vendredi 11 avril (cf. En bref... France).

L'**inspection** du 12 mars portait sur la protection du site. Cette visite avait été programmée par le Haut fonctionnaire de défense du ministre chargé de l'industrie.

L'**inspection** du 28 mars portait sur l'examen des pratiques de l'exploitant dans les domaines de l'exploitation et de la maintenance des circuits d'eau brute secourue (SEC) et de refroidissement intermédiaire (RRI). Les mesures mises en place à la suite de l'incident du 21 février 1996 sur le réacteur 1 (passage du réacteur en état de repli à la suite d'un cumul d'indisponibilités sur le circuit d'eau brute secourue) ont été examinées. Une visite sur le terrain a également été effectuée.

**Réacteur 2**

Un **incident** est survenu le 27 avril : alors que le réacteur était en phase de redémarrage, certaines grappes de commande se sont insérées dans le cœur à un niveau légèrement inférieur à celui imposé par les spécifications techniques d'exploitation (STE).

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

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

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

Dans le cas présent, la mauvaise application d'une consigne par les opérateurs a provoqué pendant quelques minutes l'insertion de ces grappes en dessous de la limite autorisée.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur car la divergence a néanmoins été sui-

vie et maîtrisée par les agents de conduite.

Néanmoins, pour non-respect des spécifications techniques d'exploitation, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

**Réacteur 4**

Le réacteur, en prolongation de cycle depuis le 28 janvier, a été mis à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible le 12 mars.

L'**inspection** inopinée du 10 avril a porté sur les travaux en cours durant l'arrêt du réacteur pour rechargement. Les inspecteurs ont vérifié le respect par l'exploitant des mesures compensatoires à mettre en œuvre dans le cadre de demandes de dérogation.

L'**inspection** du 24 avril avait pour objectif de faire le point sur l'étanchéité des circuits et des moyens de rétention. Plusieurs bâches, cuvelages associés et puisards ont été visités à cette occasion.

**Réacteur 6**

Un **incident** est survenu le 11 avril : alors que le réacteur était en fonctionnement normal, certaines grappes de commande se sont insérées dans le cœur à un niveau légèrement inférieur à celui imposé par les spécifications techniques d'exploitation (STE).

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

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

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

Dans le cas présent, une baisse automatique de puissance du réacteur a provoqué l'insertion de ces grappes

en dessous de la limite autorisée. Il existe pour ce cas une fiche d'alarme qui demande à l'exploitant d'ajouter du bore dans un délai de 8 minutes au maximum.

L'exploitant a surveillé le temps écoulé, et a décidé à la fin du délai d'opérer une injection de bore en mode direct, conformément à la fiche d'alarme. Cependant, trois minutes plus tard, cette borication n'était toujours pas réalisée. Les grappes de commande sont remontées au-dessus du niveau minimum imposé par les STE sous la seule action des régulations automatiques.

En raison du non-respect de la conduite immédiate à tenir en cas de sortie des limites et conditions d'exploitation et de la répétition d'un événement déjà survenu sur le site en 1996, cet incident, classé au niveau 0 par l'exploitant, a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES** par l'Autorité de sûreté.



**Grenoble (Isère)**

► **Centre d'études du CEA**

**Ensemble du site**

L'**inspection** inopinée du 11 mars avait pour but de tester la capacité opérationnelle de la formation locale de sécurité à faire face à un éventuel incendie. L'organisation mise en place, en particulier les équipes d'astreinte, ainsi que les plans d'intervention, ont été contrôlés.

**Réacteur Mélusine**

L'**inspection** du 19 mars a permis de contrôler l'état de l'installation qui est à l'arrêt définitif depuis 1994, et de vérifier les conditions de préparation des travaux préliminaires aux opérations de démantèlement.

**Réacteur Siloé**

L'**inspection** du 16 avril a porté, d'une part, sur la qualité de l'application des prescriptions techniques et des règles générales d'exploitation en ce qui concerne la première barrière du combustible (contrôle de son intégrité, manutention du combustible) et, d'autre part, sur l'état de la cellule chaude et du laboratoire des produits de fission.

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

Au cours de l'**inspection** du 26 mars, les inspecteurs ont vérifié les conditions selon lesquelles l'ANDRA s'assure de la qualité des colis de déchets qui lui sont livrés par le Centre nucléaire de Grenoble.

**Laboratoire d'analyses de matériaux actifs (LAMA)**

L'**inspection** inopinée du 5 mars a porté sur le registre des fiches d'anomalies et d'incidents, notamment sur les mesures correctives prises à la suite de certains de ces incidents ainsi que sur l'application de certaines prescriptions techniques. Une visite partielle de l'installation a également été effectuée.

► **Institut Max von Laue-Paul Langevin**

**Réacteur à haut flux**

L'**inspection** du 11 mars a été consacrée à la vérification de la cohérence des différents documents d'exploitation avec le référentiel de sûreté avec les différents documents d'exploitation. L'examen des inspecteurs a porté en particulier sur les dispositifs de confinement du réacteur, les systèmes de ventilation, ainsi que sur les résultats des contrôles périodiques les concernant.



**La Hague (Manche)**

► **Etablissement COGEMA**

**Ensemble du site**

Une réunion de la Commission spéciale et permanente d'information auprès de l'établissement de La Hague a eu lieu le 28 avril (cf. «  
bref... France »).

Un **incident** est survenu le 11 mars : à cette date, la CRII-RAD a mesuré à marée basse sur la partie découverte de la tuyauterie de rejet du site des débits de dose au contact de l'ordre de 300 microsieverts par heure. Ces chiffres ont été confirmés par la COGEMA, exploitant des usines de retraitement de combustibles nucléaires de La Hague.

Les rejets d'effluents liquides des usines du site de La Hague sont effectués par un émissaire marin dont l'exutoire se trouve à 5 km en mer. Cette conduite est couverte sur une centaine de mètres à partir de la côte, puis posée sur des plots. Cette dernière partie est normalement immergée.

En début de semaine, les conditions météorologiques associées à une marée d'amplitude exceptionnelle ont laissé pendant quelques heures émerger quelques mètres de canalisation.

La COGEMA doit assurer, conformément aux autorisations de rejets, une surveillance rigoureuse de cette canalisation. La partie terrestre doit être visitée au moins quatre fois par an et la partie sous-marine au moins une fois par an.

L'Autorité de sûreté s'assure par des visites de surveillance annuelles que ces prescriptions sont respectées. La dernière visite en mars 1996 a permis aux inspecteurs de s'assurer que les contrôles prescrits avaient été réalisés et, en particulier, de se faire présenter le rapport détaillé du contrôle de l'état de la canalisation immergée, de son étanchéité et de sa fixation. Ce rapport, relatant la campagne 1995, n'a fait apparaître aucun désordre significatif. La DRIRE a vérifié sur le site que la campagne de surveillance 1996 a été réalisée (voir inspection du 4 avril).

L'OPRI (Office de protection contre les rayonnements ionisants) a demandé à l'exploitant des mesures radiométriques complémentaires ainsi que des prélèvements de sédiments pour analyses.

La DSIN a demandé à l'exploitant de lui déclarer comme incident la mise à découvert d'une partie de la canalisation de rejet présentant un risque potentiel inacceptable d'irradiation du public.

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

L'**inspection** du 12 mars a eu pour objet de s'assurer du respect de dispositions de sûreté prévues sur l'établissement à partir de vérifications par sondage portant sur des aspects de radioprotection dans les installations.

Le but de l'**inspection** du 27 mars était de vérifier que les transports de matières radioactives effectués sur l'établissement étaient conformes aux dispositions prévues, sur la base

de documents présentés et par la visite de la station service et atelier AD2.

L'**inspection** du 4 avril, à caractère général, a permis de faire le point sur certains bilans et modifications. Par sondage, l'application de certaines exigences des prescriptions techniques, du rapport de sûreté et des règles générales d'exploitation a été vérifiée.

L'**inspection** du 4 avril fait suite à l'incident du 11 mars relatif à la mesure des débits d'équivalent de dose au contact de 300 microsieverts par heure, sur la partie découverte de la tuyauterie de rejet d'effluents, lors de circonstances exceptionnelles (grandes marées, vent de terre et haute pression atmosphérique). Les inspecteurs ont examiné l'ensemble des contrôles de cette canalisation, partie marine et partie terrestre. Les inspecteurs ont vérifié les actions mises en place après l'incident du 4 octobre 1989 (débordement d'une cuve d'eau sans déclenchement d'alarme avec rejet). Les modifications envisagées en 1997 : détartrage mécanique de la tuyauterie, et en 1998 : pose d'une protection biologique complémentaire, ont été examinées. Les inspecteurs ont visité les installations concernées et examiné les dispositions prévues avant les grandes marées des 6, 7 et 8 avril 1997.

L'**inspection** du 8 avril portait sur l'organisation du service achats, sur l'interface entre ce service et les différents exploitants. Des exemples concrets ont permis de vérifier l'application pratique de l'organisation qualité.

L'**inspection** du 14 avril, à caractère inopiné, a porté sur les moyens disponibles en cas d'urgence, répertoriés notamment dans le chapitre « inventaire des moyens » du plan d'urgence interne en vigueur.

L'**inspection** du 15 avril a porté sur la gestion des déchets sur le site de La Hague. Une attention particulière a été portée sur l'organisation générale de cette gestion, notamment aux interfaces entre les divers intervenants impliqués, ainsi qu'à la gestion des déchets de très faible radioactivité.

– **Usine UP2 400**

**Atelier AMEC 1**

L'**inspection** du 16 avril avait pour objet l'application des prescriptions

techniques de l'AMEC. Elle a permis de contrôler la nouvelle organisation mise en place et de visiter les ateliers AMEC 1 et 2.

**HAO/Nord et NPH (ateliers de déchargement sous eau et entreposage des éléments combustibles usés)**

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réception et l'entreposage d'étuis de crayons constitués de pastilles frittées d'oxyde mixte UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub> non irradiées, en provenance des usines de fabrication de ce type de combustible (lettre du 17 mars).

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à procéder de manière générale au traitement de cartouches nymphéas ioniques dans l'atelier NPH, le transfert de celles-ci vers l'unité dédiée à cette opération pouvant indifféremment être réalisé par les deux ateliers (lettre du 18 mars).

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **notifié** des modifications aux prescriptions techniques particulières applicables aux ateliers cités ci-dessus, relatives à l'activité volumique des radionucléides émetteurs gamma de l'eau des piscines (lettre du 18 mars).

Au cours de l'**inspection** du 26 mars il a été procédé au contrôle de l'application des prescriptions techniques et du bilan de l'opération de reconditionnement des assemblages déformés issus des réacteurs de Fessenheim et Mihama (Japon).

**HAO/Sud (atelier de cisailage et dissolution des éléments combustibles usés)**

Alors que l'atelier de cisailage-dissolution des combustibles nucléaires usés était à l'arrêt pour réaliser un programme de contrôle demandé par l'Autorité de sûreté, l'exploitant a constaté un défaut d'étanchéité sur deux soudures situées en partie haute du dissolvant n° 20.

La dissolution constitue la première opération de traitement chimique des combustibles nucléaires usés. Le confinement en cas de défaut d'étanchéité des dissolvants est assuré par un bac en acier inoxydable

muni d'un système de détection de présence de liquide.

La fuite considérée n'a pas été détectée en exploitation, en raison de son faible débit qui a provoqué un phénomène de cristallisation. Un dépôt de 260 kg, composé de nitrate d'uranium, de plutonium et de produits de fission, s'est constitué dans le bac de confinement.

Ce dépôt a été éliminé et recyclé ; l'exploitant va procéder à la réparation des deux soudures défectueuses.

En raison de la défaillance d'une première barrière de confinement non détectée par les dispositifs de surveillance, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'**inspection** du 13 mars concernait l'organisation de la prévention de l'incendie de cet atelier.

**MAU (atelier de séparation de l'uranium et du plutonium, de purification et de stockage de l'uranium sous forme de nitrate d'uranyle)**

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en œuvre des modifications visant à optimiser le fonctionnement de l'atelier, en améliorant la décontamination des solutions. En outre, il a notifié un complément aux prescriptions techniques applicables aux ateliers HA/PF, SPF 1 à 3 et R2 (lettre du 18 mars).

**MAPU (atelier de purification, de conversion en oxyde et de premier conditionnement de l'oxyde de plutonium) et BST1 (atelier de deuxième conditionnement et d'entreposage de l'oxyde de plutonium)**

Lors de l'**inspection** du 26 mars, les inspecteurs ont examiné certains dossiers d'essais avant mise en service actif, ont vérifié la validité des réponses de l'exploitant aux remarques formulées par la DRIRE à l'issue de la visite avant mise en service actif du 10 avril 1996, et se sont assurés du respect des prescriptions techniques ainsi que des conditions imposées par la DSIN dans son autorisation de mise en service actif.

L'**inspection** du 3 avril a eu pour objet de s'assurer du respect de dispo-

sitions de sûreté prévues dans les ateliers MAPU et BST1 à partir de vérifications par sondage portant sur des aspects de radioprotection dans les installations.

L'**inspection** du 8 avril a eu pour objet de s'assurer du respect des dispositions de sûreté prévues dans l'atelier BST1 à partir de vérifications portant sur des aspects de radioprotection dans les installations.

**- Usine UP2 800**

**Piscine C (piscine d'entreposage des éléments combustibles usés)**

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **notifié** des modifications aux prescriptions techniques particulières relatives à l'activité volumique des radionucléides émetteurs gamma de l'eau des piscines (lettre du 18 mars).

**- Bâtiment central UP2**

L'**inspection** du 20 mars a porté sur la protection contre l'incendie du bâtiment central. Ce bâtiment comprend notamment le laboratoire de chimie analytique de l'ensemble de l'établissement. Les différentes salles de ce laboratoire et le local de stockage des réactifs ont été visités. Les inspecteurs ont assisté à un exercice impliquant les pompiers de la formation locale de sécurité de COGEMA.

**R1 (atelier de cisailage des éléments combustibles, de dissolution et de clarification des solutions obtenues), R2 (atelier de séparation de l'uranium, du plutonium et des produits de fission (PF), et de concentration des solutions de PF) et R7 (ateliers de vitrification des produits de fission)**

L'**inspection** du 9 avril a porté sur le confinement dynamique créé par les systèmes de ventilation du procédé et des cellules et salles du bâtiment. Les inspecteurs ont examiné les résultats des contrôles et mesures du coefficient d'épuration du dernier étage des filtres d'extraction. Une visite a été faite en salle de conduite et de contrôle de l'atelier d'extraction-concentration (R2).

– Usine UP3

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le retraitement d'un assemblage combustible ayant un taux de combustion massique supérieur à 45 GWj/t (téléx du 27 mars).

**Atelier T0 (atelier de déchargement à sec des éléments combustibles usés)**

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé la réception et l'entreposage d'assemblages combustibles « chemisés » issus de réacteurs à eau bouillante (lettre du 17 mars).

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

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réception et l'entreposage d'assemblages combustibles « chemisés » issus de réacteurs à eau bouillante (lettre du 17 mars).

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **notifié** des modifications aux prescriptions techniques particulières applicables aux ateliers cités ci-dessus, relatives à l'activité volumique des radionucléides émetteurs gamma de l'eau des piscines (lettre du 18 mars).

**T3/T5 (ateliers de purification et de stockage du nitrate d'uranyle)**

L'**inspection** du 19 mars a permis de faire le point par rapport à la visite précédente en termes de bilans, d'écart et de modifications. Par sondage, certains points des prescriptions techniques et des consignes générales d'exploitation ont été examinés. Une présentation a été faite sur la maintenance des matériels ; des exemples concrets ont été présentés.

– **STE 3 (Station de traitement des effluents liquides et des déchets solides des usines UP2 800 et UP3)**

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** les tra-

voux de raccordements actifs de l'unité de minéralisation des solvants (MD-SB) (téléx du 28 avril).

L'**inspection** du 9 avril avait pour thème l'application des prescriptions techniques de l'atelier STE 3. Il a été procédé à une visite de l'installation de bitumage et à un contrôle des dispositions prises par l'exploitant à la suite de l'accident de Tokai Mura (Japon).

**Centre de stockage de la Manche**

L'**inspection** inopinée du 13 mars avait pour objet de vérifier les conditions dans lesquelles est effectuée la surveillance radiologique du site et de l'environnement dans la dernière phase de mise en place de la tranche 3 de la couverture. Les dispositifs de contrôle ont été visités.



**Marcoule (Gard)**

► **Centre d'études du CEA**

**Réacteur Phénix (filiale à neutrons rapides)**

Depuis l'achèvement du 49<sup>e</sup> cycle (intervenu le 7 avril 1995), l'exploitant poursuit l'ensemble des travaux concernant principalement la rénovation des boucles secondaires, et notamment le remplacement des éléments des tuyauteries principales initialement réalisés dans un type d'acier stabilisé au titane qui s'est montré particulièrement sensible à la fissuration différée, par de nouveaux éléments réalisés dans un matériau présentant un meilleur comportement en service. Les résultats des contrôles étendus aux collecteurs sodium des générateurs de vapeur, réalisés initialement dans ce même matériau, ont conduit l'exploitant à envisager leur remplacement par de nouveaux collecteurs actuellement en cours de montage.

Par ailleurs, l'exploitant poursuit activement l'élaboration du dossier d'études « Durée de vie » (cf. revue Contrôle n° 107) dont les conclusions attendues avant l'été devraient permettre de statuer sur la capacité de l'installation à fonctionner dans de bonnes conditions encore une dizaine d'années. Dans ce contexte,

ont été notamment fournies les études relatives au comportement du supportage du cœur, ainsi que celles concernant la réaction sodium/eau/air dans le caisson des générateurs de vapeur, l'amélioration de la protection des générateurs de vapeur par la détection d'hydrogène, ainsi que le renforcement des divers bâtiments au titre de leur réévaluation sismique.

L'exploitant a équipé le réacteur d'un système d'arrêt complémentaire (dénommé « barre SAC ») destiné à renforcer la possibilité d'arrêt sûr du réacteur dans les conditions les plus pénalisantes envisageables. Les essais neutroniques de ce dispositif ont été effectués.

Enfin, la fabrication en usine des trois échangeurs intermédiaires de remplacement se poursuit normalement.

L'**inspection** du 8 avril avait pour but de faire le point sur l'état du système d'arrêt complémentaire (SAC) associé à la chaîne de sécurité. Ce système est livré, installé et réceptionné. Les inspecteurs ont examiné le compte rendu d'essais en usine ainsi que les fiches de non-conformité. La visite a également porté sur la fourniture du nouveau traitement centralisé des informations (TCI).

L'**inspection** du 18 avril était destinée aux contrôles et travaux réalisés sur les circuits et composants véhiculant du sodium secondaire. Les inspecteurs ont examiné particulièrement : l'état d'avancement des travaux, la surveillance des prestataires et le traitement des écarts et non-conformités.

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

L'**inspection** du 20 mars avait pour objet d'examiner les dispositions mises en place par l'exploitant dans le domaine des contrôles et essais périodiques. L'inspection a également porté sur l'organisation liée à la maintenance.

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

L'**inspection** du 3 avril a porté sur l'exécution des travaux de génie civil relatifs à l'extension du bâtiment des fabrications d'assemblage de l'usine (bât. 500). Les inspecteurs ont

vérifié la prise en compte, lors de la conception et de la réalisation, des exigences de sûreté définies et retenues lors de l'analyse de sûreté (étude des risques d'incendie, d'explosion, de séisme, de chute d'avion, ...).

25

### Miramas (Bouches-du-Rhône)

► **Etablissement COGEMA**

**Magasin d'uranium**

L'**inspection** du 9 avril a permis de vérifier par sondage l'application des dispositions réglementaires relatives à plusieurs aspects de la sûreté : confinement des matières radioactives, déchets, radioprotection, risques d'agression externe, habilitation des agents extérieurs, etc. ; les conditions du déstockage effectué fin 1996 et l'incident de perforation d'un fût ont également été étudiés.

26

### Nogent-sur-Seine (Aube)

► **Centrale EDF**

**Ensemble du site**

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie en séance plénière le 28 mars (cf « En bref... France »)

L'**inspection** du 16 avril a été consacrée au contrôle du respect par l'exploitant des engagements pris vis-à-vis de l'Autorité de sûreté. Les inspecteurs ont examiné l'organisation du site pour la prise en compte et le suivi des engagements dans les différents domaines concernés (visites de surveillance, incidents, installations classées pour la protection de l'environnement, appareils à pression...) ainsi qu'un certain nombre de dossiers concrets.

Le 29 avril les représentants de la DRIRE, de la DSIN, de l'IPSN et d'EDF se sont réunis sur le site pour examiner le bilan 1996 du fonctionnement des deux réacteurs, des inspections et les modalités de suivi du site de Nogent.

**Réacteur 1**

Les inspecteurs ont examiné au cours de l'**inspection** du 14 mars les pro-

grammes des travaux prévus au cours de l'arrêt pour rechargement en combustible et maintenance de ce réacteur ainsi que l'organisation retenue pour en assurer la réalisation. Cet examen a porté en particulier sur la planification des contrôles dans la plupart des spécialités (chaudronnerie, robinetterie, automatismes, électricité...) et leur conformité aux programmes pluriannuels de contrôle des matériels.

EDF a présenté le 24 avril aux représentants de la DRIRE Champagne-Ardenne, du BCCN et de l'IPSN les résultats des expertises réalisées sur une maquette de générateur de vapeur, destinées à reproduire et à caractériser les dommages résultant d'une extraction de tube du générateur de vapeur numéro 3 mal conduite au cours de l'arrêt pour rechargement en combustible de 1996. Cette présentation avait pour objectif de préciser les actions correctives et le programme des contrôles pluriannuels sur cet appareil au cours des prochains arrêts.

Le réacteur a été mis en arrêt pour rechargement en combustible et maintenance le 28 avril pour une durée prévisionnelle de six semaines.

29

### Paluel (Seine-Maritime)

► **Centrale EDF**

**Ensemble du site**

Une réunion de la Commission locale d'information (CLI) auprès des centrales de Paluel et Penly a eu lieu le 29 avril (cf. En bref... France).

Le site de Paluel a déclaré le 11 mars, en incident significatif, deux erreurs consécutives et similaires de paramétrage du réacteur nucléaire. Ces erreurs concernent une des limites de fonctionnement du cœur en cas de déséquilibre des flux de puissance interne, appelée communément limite droite. L'**inspection** du 13 mars, a été consacrée à l'impact technique de cet incident sur la sûreté du réacteur et aux dysfonctionnements d'organisation (interne et externe au site) ayant entraîné ces erreurs.

Lors de l'**inspection** des 25 et 26 mars il a été procédé au contrôle

de la qualité du fonctionnement de la nouvelle installation de restauration d'assemblages combustibles STAR de Fragéma utilisés au réacteur 4. Par ailleurs, un état des enseignements tirés du retour d'expérience concernant la manutention du combustible a été demandé à l'exploitant.

L'**inspection** du 22 avril portait sur la conduite incidentelle. La prise en compte de l'impact des modifications récentes de l'installation (« lot 93 ») a été vérifiée.

L'**inspection** du 28 avril a porté sur la nouvelle organisation du site dans le domaine de la formation. A partir de cas concrets, le suivi de la formation pour les activités de conduite et de maintenance a été particulièrement examiné.

**Réacteur 1**

Un **incident** est survenu le 7 mars : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a découvert que les limites de répartition du flux neutronique dans le cœur, définies dans les spécifications techniques d'exploitation, avaient été dépassées pendant plusieurs heures.

Afin de réduire le dommage subi par le cœur en cas d'accident, par exemple en cas d'éjection ou de nonchute d'une grappe de commande, la différence de flux neutronique entre le haut et le bas du cœur ne doit pas être trop importante. A cet effet, les spécifications techniques d'exploitation définissent sur un diagramme de pilotage des limites à respecter en fonction de la puissance délivrée par le cœur. Ce diagramme est fourni par un logiciel dans lequel on remet à jour mensuellement et manuellement des paramètres pour tenir compte de l'état réel du cœur. Cette remise à jour est de la compétence du service « automatismes-essais », alors que le pilotage du réacteur conformément au diagramme est du ressort des opérateurs qui se trouvent en salle de commande.

Le 20 novembre 1996, lors de la réimplantation des nouveaux paramètres, un agent du service automatismes-essais a commis une erreur de calcul. Le vérificateur ne l'a pas remarqué et les opérateurs ont donc commencé à piloter le réacteur à partir d'un diagramme faux. Deux jours plus tard, l'agent du service automatismes-essais a détecté son erreur grâce à une transcription informa-

tique qu'il était tenu de faire. Il en a immédiatement informé son supérieur hiérarchique. Aucune action corrective n'a cependant été mise en œuvre par son service. Il n'a pas été procédé à une analyse formalisée des conséquences potentielles de cet événement et les services compétents n'en ont pas été informés, pas plus que les opérateurs en salle de commande.

Le réacteur, arrêté du 25 novembre 1996 au 3 janvier 1997 à cause d'un problème d'alternateur, a redémarré le 4 janvier.

Le 11 janvier, une nouvelle remise à jour des paramètres est nécessaire. Un scénario identique se déroule, avec une équipe au service automatismes-essais différente de la première.

Les valeurs convenables ont été enfin restaurées le 13 février lors de la mise à jour mensuelle, les dysfonctionnements précédents restant toutefois cachés à la hiérarchie du site. L'analyse du fonctionnement du réacteur pendant les périodes concernées a montré que les limites autorisées de répartition du flux neutronique dans le cœur ont pu être dépassées pendant une durée maximale de 13 heures, alors que le réacteur aurait dû voir sa puissance abaissée en dessous de 15 % de la puissance nominale sous une heure. Au vu des études de sûreté disponibles, les marges de sûreté vis-à-vis d'un accident d'éjection ou de nonchute de grappes sont néanmoins restées suffisantes.

Les circonstances précises de ces incidents ont été confirmées lors d'une inspection de l'Autorité de sûreté le 13 mars. Cette inspection a permis en outre de constater la faiblesse des compétences locales en matière de neutronique, la formalisation insuffisante des exigences de formation et d'habilitation des agents et des difficultés de coordination entre le site et l'échelon central d'EDF spécialisé en matière de neutronique.

Le dépassement des limites de fonctionnement autorisées, la répétition d'erreurs de calculs, les défaillances des contrôles et les dissimulations avérées d'informations constituent des manquements sérieux en termes de sûreté, sensiblement aggravés par une absence de mesures correctives.

L'Autorité de sûreté a demandé à l'exploitant :

- de prendre des mesures opérationnelles d'amélioration des

compétences et du système d'organisation destinées à pallier les insuffisances constatées en matière de neutronique ;

- de renforcer plus généralement les actions déjà engagées pour minorer les défaillances liées au facteur humain, en termes d'organisation et de comportement des personnes.

Cet incident est classé au **niveau 2** de l'échelle INES.

### Réacteur 3

Un **incident** est survenu le 27 mars : lors du redémarrage du réacteur après un arrêt pour maintenance décennale, deux matériels importants pour la sûreté ont été simultanément indisponibles.

Lors d'un essai périodique, la pompe d'injection du système de contrôle chimique et volumétrique du circuit primaire n'a pas démarré.

Au même moment, les soupapes vapeur du circuit secondaire étaient indisponibles pour une requalification de la mesure du niveau d'eau dans la cuve (conformément à une dérogation accordée par la DSIN le 21 mars).

L'exploitant a immédiatement déclaré l'indisponibilité de la pompe ; en revanche le cumul des deux indisponibilités n'a été détecté par le service conduite et le service sûreté-qualité qu'après 7 heures.

Le cumul de ces deux indisponibilités aurait dû conduire l'exploitant à mettre le réacteur en état de repli dans un délai d'une heure.

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

30

### Penly (Seine-Maritime)

#### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

Une réunion de la Commission locale d'information (CLI) auprès des centrales de Paluel et Penly a eu lieu le 29 avril (cf. En bref... France).

L'**inspection** du 11 avril avait pour objet d'examiner les conditions de formation des agents. Des cas pratiques ont été abordés, notamment pour ce qui concerne les agents de conduite et de maintenance.

Phénix

(Voir Marcoule)

32

### Romans-sur-Isère (Drôme)

#### ► Usine FBFC (usine de fabrication de combustibles nucléaires)

Le 9 avril, la Commission locale d'environnement (CLE) de l'établissement FBFC de Romans s'est réunie (cf. En bref... France).

L'**inspection** réalisée le 13 mars avait pour but de vérifier les conditions d'exploitation de l'atelier de fabrication de combustible métallique TRIGA dont la mise en service a été autorisée fin octobre 1996 (cf. revue Contrôle n° 114). Le respect des prescriptions techniques portant sur la criticité a plus particulièrement été examiné.

L'**inspection** du 24 avril a été consacrée à la vérification des dispositions mises en œuvre pour respecter les textes réglementaires généraux sur la radioprotection et les documents spécifiques en vigueur sur l'établissement.

34

### Saclay (Essonne)

#### ► Centre d'études du CEA

#### Ensemble du site

L'**inspection** du 4 mars a porté sur l'organisation du Centre en matière de transports internes de matières radioactives.

L'**inspection** à caractère inopiné du 7 mars a porté sur l'organisation de la formation locale de sécurité (FLS) du Centre en matière de lutte contre l'incendie.

#### Usine de production de radioéléments artificiels - CIS-Bio International

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

- les travaux d'aménagement du laboratoire 19 qui est destiné au traitement des cibles irradiées provenant des cyclotrons (lettre du 13 mars),
- les travaux d'aménagement du laboratoire 20 qui est destiné à la production de solutions de samarium 153 (lettre du 24 avril).

L'**inspection** à caractère inopiné du 2 avril a principalement porté sur l'organisation mise en place pour le traitement des anomalies et incidents et sur le bilan des travaux de remplacement des gaines de ventilation de l'aile THA du bâtiment 549.

L'**inspection** du 15 avril a principalement porté sur la vérification de l'application des prescriptions techniques et des règles générales d'exploitation relatives aux cyclotrons.

#### Zone de gestion des effluents liquides radioactifs

Lors d'une inspection au Centre d'études de Saclay, portant sur la maîtrise du risque d'incendie et le retour d'expérience de l'accident survenu à Tokai-Mura (Japon), la DSIN a suspendu l'autorisation d'exploitation de l'unité de bitumage de l'installation de traitement des effluents de ce centre.

Le mardi 11 mars, un incendie et une explosion se sont produits à Tokai-Mura dans un atelier destiné à conditionner les concentrats résultant de l'évaporation d'effluents liquides en les enrobant dans du bitume.

La DSIN, après cet accident, a demandé aux exploitants français qui utilisent un procédé de bitumage de même nature (le CEA et la COGEMA) d'analyser les enseignements et les éventuelles améliorations que leur suggère cet événement en ce qui concerne leurs propres installations ; par ailleurs, des inspections ont été programmées par la DSIN.

Lors de l'**inspection** du 7 avril à l'installation de traitement des effluents liquides du Centre de Saclay, les inspecteurs ont constaté un nombre important d'écarts concernant le risque incendie. En outre, aucune réflexion n'avait été engagée à partir de l'événement de Tokai-Mura. Bien que les procédés, la conception des installations et les risques soient différents, la DSIN a considéré que cette situation n'était pas acceptable et a **suspendu** l'autorisation d'exploitation de cette unité d'enrobage bitume par lettre du 10 avril 1997.

35

### Saint-Alban (Isère)

#### ► Centrale EDF

##### Ensemble du site

L'**inspection** des 27 et 28 mars a été consacrée à la vérification par sondage de la conformité des réacteurs à leur documentation de référence. Quelques systèmes de ventilation importants pour la sûreté, la fixation au génie civil de réservoirs ou de circuits, l'état de dispositifs de séparation entre voies redondantes vis-à-vis du risque d'inondation interne et la conformité de quelques capteurs de mesure ont plus particulièrement été examinés.

L'**inspection** du 2 avril a consisté à vérifier que l'exploitant est en mesure d'appliquer une nouvelle méthode de conduite des incidents et accidents appelée « Approche par état ». Les contrôles ont notamment porté sur la documentation disponible sur le site, et la formation des agents.

L'**inspection** du 24 avril a porté sur les conditions de maintenance et d'exploitation du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur et des systèmes connexes (système de ventilation des pompes et de purge des générateurs de vapeur).

36

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

#### ► Centrale EDF

##### Réacteurs A1 et A2 (filiale uranium naturel-graphite-gaz)

La réalisation des opérations de mise à l'arrêt définitif, qui ont fait l'objet du décret du 11 avril 1994, se poursuit relativement lentement, du fait des difficultés spécifiques rencontrées. C'est notamment le cas de la réparation des réservoirs de stockage de déchets liquides anciens : des travaux préliminaires ont été engagés et les études portant sur la réparation des réservoirs et le devenir de leur contenu sont en cours. D'autres opérations sont en cours d'analyse préalable, notamment : le

traitement des eaux des piscines, l'isolement et le conditionnement des caissons, la refonte du circuit d'eau d'incendie.

Par ailleurs, le démontage des matériels de la piscine du réacteur A1 et le reconditionnement des déchets technologiques retirés antérieurement de la piscine ont désormais repris dans des conditions de sûreté renforcées.

L'objet de l'**inspection** du 12 mars était de mieux connaître l'organisation mise en œuvre par l'exploitant pour suivre les écarts sur son installation. Les inspecteurs ont demandé des précisions quant au retour d'expérience de l'incendie du 19 novembre 1996. Les inspecteurs ont visité la dalle du réacteur 1 et la nef pile du réacteur 2.

L'**inspection** du 8 avril avait pour objet de mieux connaître l'organisation mise en place par l'exploitant pour assurer le suivi des prestataires intervenant sur Saint-Laurent A. Les inspecteurs ont examiné les différentes notes relatives à ce sujet et leur application à travers des exemples de suivi de chantiers.

#### Réacteurs B1 et B2

L'**inspection** du 11 mars avait pour but d'étudier l'ensemble des risques d'agressions externes auxquelles le site pourrait être soumis. Les principaux points abordés ont porté sur l'état des modifications, le contenu et l'application des consignes en cas de grands froids, la station météo, la détection des séismes, la surveillance de la nappe phréatique, la surveillance en cas d'orages, de pluies violentes, de crues et de survols du site et enfin la surveillance de l'environnement industriel.

L'**inspection** du 13 mars avait pour objet de faire le point sur 8 des 10 incidents survenus pendant l'arrêt du réacteur 1.

#### Réacteur B1

Le réacteur, en arrêt pour rechargement en combustible et visite ponctuelle depuis le 24 janvier, a redémarré le 24 mars.

Un **incident** est survenu le 23 février (rendu public le 7 mars) : alors que le réacteur était en cours de redémarrage, l'exploitant a découvert que le circuit d'appoint en eau borée était indisponible, ce qui est

contraire aux spécifications techniques d'exploitation.

Le circuit d'appoint en eau borée sert à ajuster le volume et à régler la teneur en bore de l'eau injectée dans le circuit primaire pour contrôler la réaction nucléaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons.

L'indisponibilité de ce circuit était due à une vanne manuelle oubliée en position fermée après une intervention réalisée la veille sur ce circuit. Le circuit a été rendu opérationnel par ouverture de la vanne dès la découverte de l'écart.

En cas de besoin, la mise en service du circuit en eau borée aurait été retardée par la nécessité d'ouvrir manuellement la vanne incriminée.

En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation et compte tenu que des incidents similaires se sont déjà produits sur cette tranche en 1995 et 1996, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Un **incident** est survenu le 27 février (rendu public le 14 mars) : alors que le réacteur était en cours de redémarrage, une grappe de commande (sur les 57 grappes qui équipent ce type de réacteur) est restée bloquée en position haute, lors de la réalisation d'un essai périodique de manoeuvrabilité.

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

- ajuster la concentration en bore du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire ;

- introduire les grappes de commande dans le cœur ou les en retirer, les grappes de commande contenant des matériaux absorbant les neutrons. La chute des grappes de commande permet d'arrêter immédiatement la réaction nucléaire.

Afin de vérifier le bon fonctionnement des matériels, l'exploitant réalise des essais périodiques. Lors de la réalisation de ces essais préalables à la divergence du réacteur - à l'arrêt pour rechargement et maintenance depuis le 24 janvier 1997 - une grappe de commande est restée bloquée en position haute.

L'exploitant a alors procédé à la réalisation de différents essais, notamment un essai de chute de grappes qui a confirmé le blocage de la grappe considérée.

Des investigations sont en cours pour déterminer l'origine de cette anomalie ; le mécanisme de la grappe incriminée a été démonté pour expertise.

Le réacteur n'ayant pas encore redémarré, cet incident n'a eu aucune conséquence réelle du point de vue de la sûreté.

En raison de la défaillance d'un système de sauvegarde au cours d'un essai périodique, cet incident est classé, dans l'attente des résultats d'expertise, au niveau 0 de l'échelle INES.

#### Réacteur B2

Le réacteur 2 est en prolongation de cycle depuis le 18 avril.



### Superphénix (Voir Creys-Malville)



### Tricastin/Pierrelatte (Drôme)

#### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

L'**inspection** du 10 avril était destinée à la vérification du bon déroulement de certains transitoires normaux d'exploitation, et au contrôle de conformité des salles de commande des réacteurs 1 à 4 et de certains circuits importants pour la sûreté (circuits d'appoint en eau borée notamment).

#### Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 26 février (rendu public le 7 mars) : alors que le réacteur était en phase de redémarrage à l'issue de son arrêt pour rechargement en combustible, un rejet gazeux radioactif s'est produit sans contrôle préalable, ce qui est contraire aux exigences des règles générales d'exploitation.

Les effluents gazeux émis dans la centrale nucléaire sont collectés puis traités dans le circuit de traitement des effluents gazeux (TEG). Ils sont stockés dans des réservoirs, dits de décroissance, afin de laisser décroître naturellement leur radioactivité, qui est mesurée périodiquement. Lorsque cette radioactivité est suffi-

samment basse, en particulier inférieure aux limites réglementaires, le contenu de ces réservoirs est relâché dans l'atmosphère par une cheminée. Des capteurs situés dans cette cheminée mesurent la radioactivité effectivement rejetée dans l'environnement et déclenchent des alarmes en cas de dépassement de valeurs prédéfinies.

Lors de l'incident, les manoeuvres de vannes visant à diriger les effluents gazeux vers un réservoir de décroissance n'ont pas été réalisées correctement. Ce réservoir a été relié directement à la cheminée de rejet à l'atmosphère, ce qui a provoqué une fuite de gaz dans l'environnement. L'anomalie a été détectée par les capteurs situés dans la cheminée de rejet. Les vannes d'isolement du réservoir ont été immédiatement fermées pour annuler la fuite, qui a duré environ deux minutes.

Cet incident n'a pas eu de conséquence significative pour l'environnement, la quantité de gaz radioactifs rejetée étant nettement inférieure au millième de la limite annuelle de rejet autorisée par arrêté interministériel.

Néanmoins, en raison de lacunes dans la culture de sûreté, cet incident est classé **au niveau 1** de l'échelle INES.

#### Réacteur 3

Un **incident** est survenu le 18 mars : un intervenant d'une entreprise prestataire, chargé de réaliser des essais sur le système d'arrêt d'urgence du réacteur 4 à l'arrêt, s'est trompé de salle de commande et a actionné un bouton d'arrêt d'urgence du réacteur 3 qui fonctionnait à pleine puissance, provoquant la chute des grappes et l'arrêt automatique du réacteur.

Les actions automatiques de sûreté associées à l'arrêt d'urgence se sont déroulées normalement, et l'incident n'a pas eu de conséquence.

La prise en compte insuffisante du retour d'expérience des incidents similaires qui se sont produits en 1996 à la centrale du Tricastin révèle un manque de culture de sûreté.

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

#### Réacteur 4

Le réacteur est en arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 1<sup>er</sup> mars.

L'**inspection** du 18 mars a consisté à vérifier que les travaux de maintenance en cours dans le bâtiment du réacteur étaient effectués en conformité avec les règles d'assurance qualité de l'exploitation des installations nucléaires.

Seize assemblages de combustible mixte d'uranium et de plutonium ont été chargés au cours de cet arrêt.

Le réacteur a été **autorisé** à redémarrer le 11 avril et la divergence est intervenue le 13 avril.

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

L'**inspection** réalisée le 23 avril a porté sur les installations classées pour la protection de l'environnement que la société COGEMA exploite sur le site de Pierrelatte. Dans un premier temps, les inspecteurs ont examiné le recensement des installations. Puis leur examen a porté sur le respect des prescriptions techniques de l'usine W de défluoration de l'uranium naturel appauvri.

Le 25 avril, une **inspection** inopinée a été consacrée à la vérification des dispositions en place en matière de protection contre le risque d'incendie : nombre et formation des effectifs en place, plans d'intervention dans les diverses installations.

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

L'**inspection** du 25 avril a eu pour objet l'examen des dispositions prises

sur le site pour la protection contre l'incendie.

► **Usine FBFC de Pierrelatte (usine de fabrication de combustibles nucléaires)**

Un **incident** est survenu le 21 mars : lors d'une opération d'ensachage, la défaillance d'une vanne automatique – située entre un conteneur et la trémie de stockage de l'installation – a provoqué la chute de 150 kg de poudre d'oxyde d'uranium enrichi sur le sol et sur le matériel d'un atelier.

L'opérateur présent dans l'atelier au moment de cet incident a été soumis à un contrôle par le service médical du site, qui a décelé des traces de radioactivité corporelle ; l'OPRI a procédé aux vérifications nécessaires concernant cet agent.

Des mesures de nettoyage des locaux ont été immédiatement mises en œuvre par l'exploitant ; un contrôle par l'OPRI a également été réalisé sur des prélèvements effectués à l'intérieur et à l'extérieur de ces locaux. L'incident a été sans conséquence pour l'environnement.

Le même équipement était incriminé dans un incident similaire en 1994 ; l'Autorité de sûreté a procédé, le 4 avril, à une **inspection** de l'installation pour identifier les causes de cette défaillance répétée.

Cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Dans le cadre du contrôle général de l'installation, l'**inspection** du 23 avril avait pour objet de vérifier que les engagements pris par l'exploitant

vis-à-vis l'Autorité de sûreté, à la suite des incidents, des visites de surveillance et des réévaluations de sûreté, ont été effectivement tenus.

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

L'**inspection** du 9 avril a permis de vérifier que le transport des matières radioactives à l'intérieur de l'établissement était effectué et surveillé en conformité les aux documents de sûreté et la réglementation en vigueur.

40

**Veurey-Voroize (Isère)**

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

Un **incident** est survenu le 17 février (rendu public le 18 avril) : lors de la vidange d'un conteneur, 25 kg de poudre d'oxyde d'uranium naturel ont été répandus sur le sol.

Un défaut de raccordement entre le conteneur et la tuyauterie de vidange est à l'origine de cet incident qui n'a eu aucune conséquence à l'extérieur de l'atelier concerné.

L'opérateur a subi immédiatement des contrôles médicaux dont les résultats se sont révélés négatifs.

Compte tenu de lacunes dans les procédures d'assurance qualité, cet incident, initialement classé au niveau 0, a été reclassé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

### Réunions et inspections hors installations nucléaires

Les 5 et 6 mars une **inspection** s'est déroulée dans les locaux du GDL (le Groupe des laboratoires (GDL) est une unité des moyens centraux du parc nucléaire d'EDF, compétente en matière de contrôles en exploitation) portant sur l'application de l'arrêté du 10 août 84 (arrêté qualité) aux contrôles non destructifs en exploitation.

Outre la conformité générale du système qualité de cette entité à cette réglementation, cette inspection a été consacrée aux limites de responsabilités entre le GDL et les centrales d'une part, à la surveillance des prestataires d'autre part.

Début mars, le BCCN a effectué des **visites d'usine** au Japon, dans les forges des sociétés JSW et JCFC, afin de vérifier l'application de la réglementation française (l'arrêté du 26 février 1974 et la RFS II.3.8) pour la fabrication de certains composants de rechange (GV et couvercle de cuve) et de composants destinés à la centrale chinoise de Lingao (de fourniture Framatome) ;

Une **réunion technique** s'est tenue le 27 mars dans les locaux d'EDF à Saint-Denis pour faire un point sur l'avancée des connaissances sur le vieillissement du matériau des cuves des réacteurs d'EDF sous irradiation.

Au cours d'une **réunion technique**, la DSIN s'est fait présenter le 8 avril par les industriels chargés du « projet EPR » certaines options de conception qu'ils souhaitent appliquer à la chaudière nucléaire du projet de réacteur. Il s'agit des règles de conception des matériels « de classe 1 » (matériels les plus sensibles) ainsi que des dispositions visant à maîtriser les surpressions de la chaudière.

Une **visite technique** a été organisée le 10 avril dans les ateliers de la société OMPR à Lyon, en présence d'EDF et de Framatome, pour contrôler les conditions de réalisation des bouchons utilisés pour obturer les tubes dégradés des générateurs de vapeur en service. Cette visite a plus particulièrement porté sur la conformité des opérations réalisées par rapport aux procédures et sur l'organisation de cette société pour garantir la qualité de ces pièces.

Une **réunion technique** s'est déroulée le 23 avril à l'usine Fisher de Cernay pour vérifier les traitements des écarts constatés sur les vannes réglantes du circuit de contournement de la turbine à l'atmosphère (GCTa) des réacteurs du palier N4 (ces vannes participent à la protection des générateurs de vapeur contre les surpressions).

Une **réunion technique** a eu lieu le 24 avril sur le site de Creys-Malville pour examiner les préalables à la validation industrielle d'une méthode de contrôle nouvelle pour les tubes de générateur de vapeur (cf. « En bref... France », réunion de la section permanente nucléaire du 26 mars).

Le 29 avril, **une réunion technique** a été organisée avec le Groupe des laboratoires d'EDF pour faire le point sur le retour d'expérience en ce qui concerne les moyens de contrôle en exploitation des tubes de générateur de vapeur des réacteurs à eau pressurisée. Les modifications et améliorations apportées à ces moyens pour la campagne 97 ont été présentées.

## En bref... France

### **Instruction du Premier ministre aux préfets relative à la distribution préventive et au stockage d'iode stable destiné aux populations voisines des installations nucléaires**

Une instruction du Premier ministre aux préfets, en date du 10 avril, précise les conditions de distribution ou de mise à disposition des populations de comprimés d'iode stable. Cette instruction fixe le cadre d'application de ces distributions préventives en fonction de la localisation des populations par rapport aux installations nucléaires et souligne la nécessité de campagnes d'information associant les exploitants, les élus, les CLI et les professions de santé.

Une circulaire du 30 avril sous le timbre commun des ministères de la santé et de l'intérieur et du SGCISN précise les modalités de remise aux foyers et de stockage dans les établissements scolaires, les crèches et les établissements de santé et précisera le rôle des pharmacies d'officine dans le dispositif, ainsi que l'information à fournir aux élus et les missions de l'exploitant.



### **Création d'une section de la radioprotection au sein du Conseil supérieur d'hygiène publique de France**

Aux termes du décret n° 97.293 du 27 mars 1997 relatif au Conseil supérieur d'hygiène publique de France et modifiant le code de la santé publique, une section de la radioprotection est créée au sein du Conseil supérieur d'hygiène publique de France.

### **Réunion du CSSIN**

Le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaire s'est réuni le 4 mars.

Les questions suivantes figuraient à l'ordre du jour de cette réunion :

- exposé et débat sur la préparation à la crise nucléaire ;
- exposés et débat concernant la gestion des déchets de très faible radioactivité (TFA) ;
- rapport d'activité de l'Autorité de sûreté pour 1996 ;
- situation juridique de Superphénix ;
- décret du 13 février 1997 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants dans les INB.

### **9<sup>e</sup> Conférence nationale des présidents de Commissions locales d'information**

La 9<sup>e</sup> Conférence nationale des présidents de Commissions locales d'information (CLI) auprès des grands équipements énergétiques s'est tenue le 17 avril à Paris sous la double présidence de Madame Corinne Lepage, ministre de l'environnement, et de Monsieur Franck Borotra, ministre de l'industrie, de la poste et des télécommunications. Cette conférence annuelle a réuni, outre les présidents de CLI, les représentants des Conseils généraux et des préfectures des départements dotés ou susceptibles d'être dotés de CLI, et des autres départements concernés par l'activité des CLI. Etaient également présents les membres du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN) et les représentants des

DRIRE et de l'administration centrale, soit environ 150 participants.

Pour la première fois, et à la demande des présidents de CLI, la Conférence s'est déroulée sur une journée entière. Les participants ont pu ainsi travailler au cours de l'après-midi au sein d'ateliers thématiques.

Après l'ouverture de la Conférence par Monsieur Boroitra, ministre de l'industrie, de la poste et des télécommunications, les sujets et les intervenants de la matinée ont été les suivants :

- l'épidémiologie et le risque nucléaire, par le professeur Girard, directeur général de la santé et le docteur Piechowski, chef du bureau de la radioprotection à la DGS ;
- les coûts de référence de la production d'électricité, par M. Batail, directeur du gaz, de l'électricité et du charbon au ministère de l'industrie ;
- le bilan d'activité pour 1996 de l'Autorité de sûreté nucléaire, par M. Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires ;
- les activités 1996 du CSSIN, par M. Cheyrouze, secrétaire du CSSIN ;
- la distribution de pastilles d'iode stable à Saint-Alban, par M. Corsat, président de la CLI de Saint-Alban et M. Ducamp, sous-préfet de Vienne (Isère) ;
- les résultats de l'enquête sur le fonctionnement des CLI, par M. Blancher, directeur d'Economie et Humanisme et M<sup>me</sup> Vallet, sociologue.

Cinq ateliers thématiques se sont réunis l'après-midi :

- atelier 1 : le rôle des CLI dans la préparation à la crise, présidé par M. Caron, président de la CLI de Paluel-Penly ;
- ateliers 2 et 2 bis : les stratégies d'information, présidés respectivement par M. Ancelin, président de la CLI de Nogent-sur-Seine et M. Renoux, président de la CLI de Belleville-sur-Loire ;
- atelier 3 : l'amélioration du fonctionnement des CLI, présidé par M. Marot, président de la CLI de Civaux ;
- atelier 4, les expertises diversifiées menées à la demande des CLI, présidé par M. Niquet, président de la SEIVA.

A la suite de la présentation des rapports des ateliers en séance plénière et de leur synthèse par M. Lacoste, Madame Lepage, ministre de l'environnement, a conclu les travaux de cette 9<sup>e</sup> Conférence des présidents de CLI.

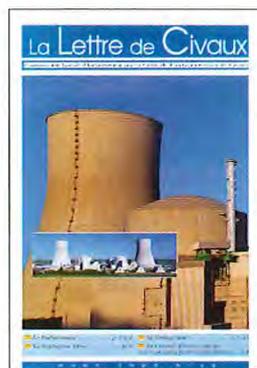
### Réunion de la Commission interministérielle des installations nucléaires de bases (CIINB)

La Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB) s'est réunie en séance plénière le 30 avril, présidée par M. Galmot, afin d'examiner le projet de décret relatif à la nouvelle autorisation de création par la société NERSA d'une centrale nucléaire à neutrons rapides de 1200 MWe sur le site de Creys-Malville (Isère).

La Commission a donné un avis favorable au texte qui lui était soumis en proposant quelques modifications.

### Réunions du Groupe permanent « réacteurs »

Le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs nucléaires a visité le 27 mars le site de la centrale nucléaire de Civaux où deux réacteurs du palier N4 sont en instance de démarrage. Il s'est en outre réuni le 10 avril, avant une réunion commune en Allemagne le 24 avril avec son homologue allemand RSK, pour poursuivre l'examen des options de sûreté du futur réacteur européen EPR. Enfin, il s'est réuni le 30 avril pour examiner les risques à l'arrêt des réacteurs du palier 1300 MWe.



### Réunion du Groupe permanent « usines »

Le Groupe permanent d'experts chargé des laboratoires et usines s'est réuni le 26 mars. Il a examiné la mise à jour du rapport de sûreté et des règles générales d'exploitation, ainsi qu'une note de présentation de mesures compensatoires, de l'atelier des matériaux irradiés (AMI) à Chinon. Cet examen a eu pour but d'évaluer les dispositions proposées par l'exploitant pour assurer la sûreté de son installation dans une optique à moyen terme. Ce même groupe permanent se réunira à nouveau en 1998 pour examiner les dispositions que proposera l'exploitant pour assurer la sûreté de son installation à long terme.

### Réunions du Groupe permanent « déchets »

Le Groupe permanent d'experts chargé des déchets s'est réuni les 10 mars, 24 mars et 2 avril pour examiner les demandes d'autorisation d'installation et d'exploitation de laboratoires souterrains que l'ANDRA a déposées respectivement pour les sites de l'Est, de la Vienne et du Gard. Au cours de ces réunions, trois points ont été particulièrement examinés :

- le niveau de connaissance et de compréhension des sites vis-à-vis des critères définis par la règle fondamentale de sûreté (RFS-III-2.f) s'appliquant au stockage définitif de déchets radioactifs en formation géologique profonde ;
- la cohérence d'ensemble du programme de recherche vis-à-vis d'une stratégie de démonstration de sûreté d'un éventuel stockage ;
- la méthodologie du programme de recherche.

### Réunions de la Section permanente nucléaire de la CCAP

La Section permanente nucléaire (SPN) de la Commission centrale des appareils à pression (CCAP) s'est réunie le 26 mars pour examiner deux dossiers :

- les conditions de fabrication de la chaudière du réacteur 1 de Civaux (éprouvée en janvier 96) ainsi que diverses questions en suspens relatives à la conception du palier N4. La construction de cette chaudière a été jugée



Centrale de Civaux

acceptable. Toutefois, compte tenu des difficultés rencontrées dans la fabrication des pièces moulées destinées aux circuits secondaires principaux, la SPN a recommandé le maintien à l'avenir du contrôle à 100 % de ces pièces qui avait été demandé par le BCCN pour Civaux 1 ;

- une demande de dérogation au décret de 1926 concernant la visite du faisceau tubulaire des générateurs de vapeur (GV) de Superphénix et notamment les modalités proposées pour le contrôle des tubes de GV.

En outre, la SPN s'est réunie le 29 avril pour examiner la demande d'EDF portant sur l'allègement des contrôles des liaisons bimétalliques (liaisons entre tuyauteries primaires et gros composants) du circuit primaire principal des réacteurs à eau sous pression.

### Exercice de crise sur la centrale du Bugey

Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le 11 mars sur la centrale nucléaire du Bugey. 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 déroulé de 8 h 00 à 15 h 00 environ, a mobilisé les équipes de crise :

- de la préfecture du département de l'Ain. Le poste de commandement fixe (PCF) mis en place à la préfecture de Bourg-en-Bresse regroupait les principaux responsables des services de l'Etat concernés (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. Par ailleurs, une cellule de crise (dans une configuration réduite) a été mise en place à la préfecture de l'Isère ;
- 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 Bugey ;  
 – de la Direction générale de la Santé (DGS) et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), qui a mis en place un centre de crise dans ses locaux du Vésinet.  
 Lors de cet exercice de crise, la préfecture a testé les conditions de mise en place du poste de commandement fixe de l'Ain et du poste de commandement allégé de l'Isère, et leur coordination. L'exercice a permis également de tester le fonctionnement de la « chaîne de décision » entre les préfectures et l'échelon national, le processus d'information des élus et la capacité des acteurs à répondre à une pression médiatique. L'exercice ne comportait pas d'action impliquant une participation de la population ; des observateurs de la Commission locale d'information (CLI) ont assisté à l'exercice au sein des PC locaux et nationaux.

La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice comprenait trois défaillances successives sur le réacteur nucléaire fictif numéro 6 de la centrale du Bugey (qui ne compte que cinq réacteurs, dont un à l'arrêt définitif) : un incendie sur un tableau d'alimentation électrique au cours duquel trois personnes ont été blessées, une perte de l'alimentation en eau de refroidissement du site et une rupture de tube de générateur de vapeur.

La rupture de tube de générateur de vapeur a provoqué de façon fictive des rejets légè-

ment radioactifs dans l'atmosphère, pendant moins d'une demi-heure, entraînant une exposition très inférieure au seuil justifiant le confinement de la population ou l'absorption de comprimés d'iode.

A titre de précaution, la préfecture de l'Ain a décidé, de façon fictive, vers 12 h 45, la mise à l'abri de la population et l'ingestion de comprimés d'iode.

La situation simulée aurait été classée au niveau 3 de l'échelle INES.

Une réunion d'évaluation générale de l'exercice réunissant l'ensemble des représentants des différents acteurs de l'exercice s'est tenue le 28 avril dans les locaux de la DSIN à Paris.

### Réunions de la sous-commission « communication » de la CLI de Cadarache

La sous-commission « communication » de la Commission locale d'information (CLI) de Cadarache s'est réunie à trois reprises les 18 mars, 9 et 30 avril.



Ces réunions ont permis de sélectionner l'agence chargée de réaliser le « CLIC », bulletin de la CLI, et de mettre au point le prochain numéro.

### **Réunion d'information sur le futur réacteur Jules Horowitz sur le Centre de Cadarache**

Une réunion d'information sur le futur réacteur d'irradiation Jules Horowitz, réunissant les responsables du projet et les représentants de l'Autorité de sûreté et de son appui technique l'IPSN, s'est tenue le 23 avril au siège du CEA.

La construction du réacteur Jules Horowitz, prévue sur le Centre de Cadarache à partir de 2001, est justifiée par la cessation d'activité à court ou moyen terme des réacteurs d'irradiation SILOÉ (Grenoble – fin 1997), puis Osiris (Saclay). Ce nouveau réacteur permettra au CEA de couvrir ses besoins en matière de recherche et développement jusqu'en 2050 environ.

S'il semble à ce jour acquis que le futur réacteur, d'une puissance thermique de 100 MW, utilisera du combustible à faible enrichissement (environ 20 %), un certain nombre d'options restent encore ouvertes en ce qui concerne notamment l'architecture du cœur et la forme des éléments combustibles. Une étude a par ailleurs été lancée afin de déterminer, à l'intérieur du Centre d'études de Cadarache, le meilleur emplacement disponible pour accueillir l'installation.

Au terme de la présentation, les différents participants sont convenus de se réunir de nouveau au cours du premier trimestre 1998 afin de faire le point sur l'avancement du projet et de discuter des options de sûreté retenues.

### **Préparation des consultations locales et de l'enquête publique pour le passage de la centrale de Chooz A en installation d'entreposage de ses propres équipements**

La préfecture des Ardennes a réuni les services de l'Etat concernés et EDF (exploitant de la centrale de Chooz) le 29 avril pour l'organisation des consultations et de l'enquête publique locales dans le cadre de la demande, déposée le 28 février par EDF, de transformation de la centrale de Chooz A en installation nucléaire d'entreposage de ses propres équipements (installation dite CNAD)

### **Réunion de la CLI de Gravelines**

La Commission locale d'information (CLI) auprès de la centrale de Gravelines s'est réunie en séance plénière le vendredi 11 avril sous la présidence de M. Jacques Donnay, président du Conseil général du Nord.

Cette assemblée a été principalement consacrée :

- à l'avancement de la prédistribution des comprimés d'iode autour de la centrale ;
- aux conclusions de l'enquête sur l'état de l'opinion des populations voisines du site de Gravelines qu'EDF a fait réaliser en 1996 ;
- au projet de création d'un réseau de mesure de la radioactivité autour du site ;
- aux nouvelles propositions d'information des membres de la CLI sur les incidents significatifs ;
- aux dossiers qui seront soumis prochainement à enquête publique, notamment en ce qui concerne l'utilisation du combustible MOX dans les réacteurs 5 et 6.

Les deux conventions relatives au réseau de mesure de la radioactivité et au fonctionnement de la CLI, présentées lors de cette réunion, seront signées prochainement.

Par ailleurs, il a été décidé la tenue d'un débat public contradictoire sur le MOX, ouvert à l'ensemble de la population, en préalable à l'enquête publique.

### **Réunion de la Commission spéciale et permanente d'information auprès de l'établissement de La Hague**

Une réunion de la Commission spéciale et permanente d'information auprès de l'établissement de La Hague a eu lieu le 28 avril. L'ordre du jour était le suivant :

- présentation et analyse du dossier rédigé par M. Guillémotte sur l'impact des rejets liquides et gazeux de l'usine COGEMA ;
- état d'avancement du protocole de mesures de la radioactivité pour le district de La Hague ;
- problèmes posés par l'accessibilité côtière de la conduite de rejets en mer lors des grandes marées.

### Réunion de la CLI de Nogent

La Commission locale d'information (CLI) de la centrale de Nogent a tenu sa première réunion plénière 1997 le 28 mars. Cette réunion a porté sur les thèmes suivants :

- bilan d'activité 1996 du fonctionnement de la centrale ;
- contribution du site à l'économie locale ;
- bilan 1996 de la CLI (préparation à l'exercice national de crise du 21 mai avec le site de Nogent, visite de l'OPRI, élaboration de fiches réflexes en situation de crise pour les maires, dépliants et panneaux pédagogiques destinés aux scolaires) et projets 1997 (visite de l'usine COGEMA de La Hague et du Centre de stockage de l'Aube, de la centrale de Nogent en arrêt pour rechargement de combustible, information des professionnels de santé et accompagnement de la distribution à la population des comprimés d'iode stable) ;
- bilan 1996 et faits marquants du contrôle du site par la DRIRE Champagne-Ardenne.

Les membres de la CLI ont visité l'usine COGEMA de La Hague les 3 et 4 avril.

### Réunion de la CLI de Paluel/Penly

Une réunion de la Commission locale d'information (CLI) sur les centrales de Paluel et Penly a eu lieu le 29 avril. L'ordre du jour était le suivant :

- présentation du bilan d'exploitation des centrales ;
- bilan de l'action de l'Autorité de sûreté ;
- distribution des pastilles d'iode ;
- retour d'expérience de l'exercice de crise de Golfech ;
- présentation de la nouvelle maquette de la plaquette PPI ;
- discussion sur la mise en place d'une enquête épidémiologique.

### Réunion de la Commission locale d'environnement de l'établissement FBFC de Romans

Le 9 avril, la Commission locale d'environnement (CLE) de l'établissement FBFC de Romans s'est réunie. Cette Commission est composée des maires des communes voisines et d'experts. Elle est co-présidée par le maire de Romans et par le directeur de l'établissement. Elle se réunit tous les six mois, depuis 1978, et traite des problèmes d'environnement, des incidents et de l'action de contrôle de l'Autorité de sûreté sur le site.



# Relations internationales

## AIEA

Le 27 mars s'est tenue à Paris une réunion de préparation de la mission OSART (Operational Safety Review Team) de l'AIEA qui se déroulera à Paluel du 12 au 30 janvier 1998 : le chef de la future équipe d'experts ainsi que son adjoint ont rencontré des représentants de la DSIN, de la Division nucléaire de la DRIRE Basse-Normandie, de l'IPSN et d'EDF ; la discussion a porté sur les interventions et les contacts avec les experts des différentes entités de l'Autorité de sûreté au cours de cette mission.

Du 7 au 9 avril s'est tenue à Vienne la troisième réunion du comité NUSSAC (Nuclear Safety Standard Advisory Committee) : la France y était représentée par le directeur adjoint de la DSIN. Les discussions ont porté sur la procédure d'élaboration des documents à caractère réglementaire qui devra être adoptée par les quatre comités et par la commission (ACSS), et sur le programme des documents nouveaux à élaborer et des documents anciens à réviser.

## Convention sur la sûreté de la gestion des combustibles usés et des déchets radioactifs

La septième réunion du Groupe d'experts chargé d'élaborer le projet de convention s'est tenue à Vienne du 6 au 14 mars. Un compromis acceptable par une très large majorité des pays participants a été trouvé : comme la France l'avait proposé, le projet de convention comporte deux chapitres distincts, un premier qui concerne la sûreté de la gestion des combustibles usés suivi d'un deuxième sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs. La Chine, l'Inde et le Pakistan ont émis, à des titres divers, des réserves, mais ne se sont pas opposés au projet de texte. Ainsi, le groupe d'experts a terminé le travail qui lui avait été assigné et le projet de convention sera examiné, sans doute début septembre, lors d'une conférence diplomatique, ouvrant ainsi la voie à la signature puis à la ratification de la convention par les pays qui le souhaitent.

## Convention sur la sûreté nucléaire

A la suite de l'entrée en vigueur le 24 octobre 1996 de cette convention, une réunion préparatoire des parties contractantes a eu lieu à Vienne du 21 au 25 avril pour mettre au point et approuver par consensus trois documents qui gouverneront les réunions d'examen des rapports nationaux soumis par les parties contractantes. Ces documents concernent les règles de procédure et les règles financières, les recommandations sur le mécanisme d'examen des rapports, et les recommandations concernant la rédaction des rapports. Les participants ont également fixé les dates de la première réunion d'examen : elle aura lieu à partir du 12 avril 1999 pour une durée maximale de trois semaines, la date limite pour soumettre les rapports nationaux ayant été fixée au 29 septembre 1998.

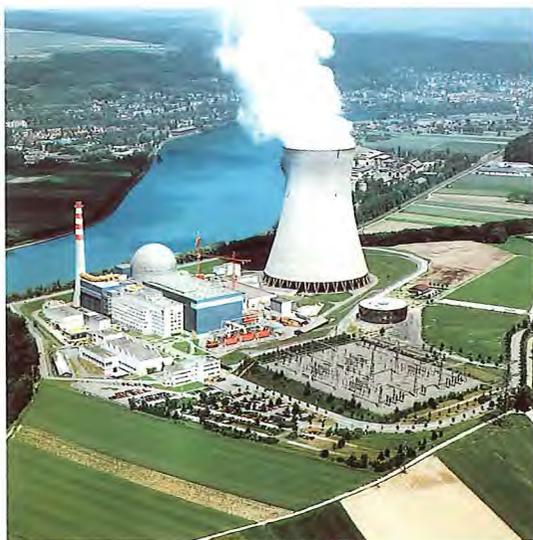
## Union européenne - Assistance aux Autorités de sûreté des pays d'Europe de l'Est

Le groupe RAMG, réunissant les Autorités de sûreté de l'Union européenne participant aux programmes d'assistance destinés aux Autorités de sûreté d'Europe de l'Est, s'est réuni à Bruxelles les 19 et 20 mars et a examiné l'état d'avancement des différents programmes.

## Allemagne

Dans le cadre du rapprochement entre Autorités de sûreté française et allemande, M. Laurent Moché, adjoint au chef du BCCN, vient d'être nommé à la commission « Appareils à Pression » du groupe d'experts RSK (homologue allemand des Groupes permanents français). Cette commission instruit les questions relatives aux appareils à pression du parc nucléaire allemand ainsi que les options concernant le projet de réacteur franco-allemand EPR sur ces sujets. De façon réciproque, la DSIN souhaite qu'un expert allemand soit nommé à la Section permanente nucléaire de la CCAP.

Les 12 et 13 mars s'est réuni à Berlin le groupe de travail n° 2 de la DFK (Commission franco-allemande de sûreté nucléaire) ; côté français, ce groupe rassemble des représentants des administrations centrales concernées (DSIN, Direction de la sécurité civile du ministère de l'intérieur, SGCISN, ministère des affaires étrangères, ministère de l'industrie), des administrations locales (préfectures de Colmar et de Metz, sous-préfectures de Guebwiller et de Thionville), des consulats des régions frontalières d'Allemagne (Sarrebruck et Stuttgart) ainsi que de l'IPSN et de l'OPRI ; ses travaux portent sur les questions relatives aux plans d'urgence. La réunion de Berlin a plus particulièrement traité de l'information de la population en cas de situation d'urgence radiologique, des modalités de distribution de pastilles d'iode, des enseignements tirés des récents exercices de crise (l'exercice international INEX-2 CH, organisé par l'Agence de l'énergie nucléaire de l'OCDE sur la centrale suisse de Leibstadt et



Centrale de Leibstadt (Suisse)

qui impliquait plus particulièrement les pays frontaliers, et l'exercice organisé en France sur la centrale de Fessenheim en octobre 1996 auquel des observateurs allemands avaient participé), de l'exercice de plan d'urgence commun franco-allemand « Fessenheim 1997 » prévu en octobre prochain ainsi que du fonctionnement des systèmes de communication SELCA et SELFA qui permettent d'informer rapidement les autorités des régions allemandes frontalières en cas d'incident survenant sur les centrales de Cattenom et Fessenheim.

Le groupe de travail mis en place par le Comité de direction franco-allemand de la sûreté nucléaire (DFD) consacré aux méthodologies d'évaluation de la sûreté à long terme des stockages profonds a tenu sa troisième réunion à Paris le 15 avril.

Le Comité de direction franco-allemand sur la sûreté nucléaire (DFD) s'est réuni le 16 avril à Cologne. L'essentiel des discussions a, comme de coutume, porté sur les travaux communs relatifs à EPR et sur l'assistance aux pays d'Europe Centrale et Orientale ; la réunion a, de plus, permis une information mutuelle sur diverses questions relatives à la radioprotection : transposition de la directive européenne sur les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants, études épidémiologiques ; elle a enfin permis un échange de vues sur certaines réunions organisées par l'AIEA.

### Belgique

La cinquième réunion du groupe franco-belge sur la sûreté s'est tenue le 18 avril à Paris. Elle a permis des échanges techniques sur les problèmes de ralentissement des barres de contrôle dans les deux pays, sur le bilan du fonctionnement des deux tranches de Chooz B et plus particulièrement sur l'anomalie de surdébit primaire sur la tranche de Chooz B1 ; en outre, les experts travaillant sur la comparaison des modèles d'évaluation des conséquences radiologiques ont fait le point de leurs travaux ; enfin, l'inspecteur des INB français parti travailler pendant un mois fin 1996 avec ses collègues belges d'AVN sur le site de Tihange pendant l'arrêt annuel du réacteur 1 a présenté les enseignements qu'il a tirés de cette expérience, et les perspectives d'autres échanges d'inspecteurs entre AVN et la DSIN ont été évoquées.

### Canada

Une délégation de la Commission de contrôle de l'énergie atomique du Canada est venue en France du 18 au 20 mars pour discuter avec la DSIN et EDF des programmes de formation et des exigences de compétence pour le personnel exploitant les centrales nucléaires.

A l'issue de ces entretiens, la délégation a visité le centre local de formation du site de Cattenom et en particulier le simulateur de représentation intégrale REP 1300 MW.

### Chine

Le Comité directeur de l'accord de coopération signé entre la DSIN et son homologue chinois, l'Administration nationale pour la sûreté nucléaire (ANSN), a eu lieu à Fontenay-aux-Roses le 14 avril.

Après avoir fait un bilan des activités de coopération qui ont eu lieu depuis le précédent Comité directeur, les deux parties se sont attachées à définir un programme pour les années à venir plus réaliste et mieux ciblé, et notamment une meilleure information en matière d'incidents. L'ANSN a annoncé que les permis de construire pour les réacteurs 2 et 3 de Qinshan et pour un réacteur calogène de 200 MWth à Taeqin avaient été signés.

Ce Comité directeur avait été précédé par celui de l'accord IPSN/ANSN ; il a été suivi d'une réunion d'échange technique le 18 avril (IPSN/DSIN/ANSN).

Au cours de cette réunion, les problèmes liés à la dilution du bore, aux barrières thermiques des pompes primaires, aux butées anti-sismiques des puits de cuve ainsi qu'un bilan relatif à la sûreté nucléaire pour l'année 1996 ont été présentés par la partie française. La partie chinoise a présenté un état des incidents significatifs survenus à Daya Bay, le point sur Lingao (le premier béton sera coulé en mai pour le réacteur 1 dont le chargement est escompté pour décembre 2001), ainsi que le projet d'une usine pilote de retraitement du combustible d'une capacité de 100 kg/j qui sera installée dans le désert de Gobi à Diwopu.

La délégation chinoise a ensuite visité les installations de La Hague et le Centre de stockage de l'Aube.

### Corée du Sud

Une délégation sud coréenne conduite par le Korean Institute of Nuclear Safety (KINS), appui technique de l'Autorité de sûreté, a été reçue en France le 24 mars pour discuter des aspects réglementaires spécifiques concernant les réacteurs à neutrons rapides et parler de retour d'expérience sur ces réac-

teurs. La Corée envisage de développer un projet de construction d'un réacteur à neutrons rapides (Liquid Metal Cooled Fast Reactor-LMCFR).

### Espagne

Une délégation de la DSIN s'est rendue en Espagne les 10 et 11 avril pour rencontrer l'Autorité de sûreté espagnole, le Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), et visiter le réacteur UNGG en démantèlement de Vandellos. L'objet de cette mission était d'approfondir la connaissance réciproque du cadre réglementaire mis en place dans chacun des pays pour la gestion des déchets de très faible radioactivité. Le cas de Vandellos représente un cas concret d'application du cadre réglementaire espagnol dans ce domaine.

### Etats-Unis

Une délégation de la DSIN a assisté les 1<sup>er</sup> et 2 avril à la Conférence annuelle organisée par la NRC sur les aspects réglementaires de sûreté des réacteurs de puissance. Cette conférence, la 9<sup>e</sup> depuis la création de la NRC, a réuni plus de 800 personnes parmi lesquelles des exploitants, des constructeurs et des observateurs de plus de 18 pays.



Conférence annuelle NRC : sous-commission chargée des règles de maintenance

Cette conférence a été l'occasion pour chacun des 5 commissaires de la NRC de s'adresser aux participants.

En dehors des thèmes techniques habituels (générateurs de vapeur, combustible, maintenance, démantèlement...), les présentations ont porté sur :

- le respect des rapports de sûreté et de la réglementation (leçons tirées par tous des problèmes rencontrés sur la centrale de Millstone) ;

- l'évaluation des performances des centrales ;
- la déréglementation économique.

La délégation de la DSIN a profité de cette rencontre pour poursuivre avec la NRC les 3 et 4 avril la définition précise du cadre dans lequel un ingénieur français pouvait être détaché au sein de l'Autorité américaine pour une longue durée.

## Japon

Le directeur de la DSIN accompagné par le responsable du secteur Asie de la sous-direction en charge des relations internationales a effectué une visite officielle au Japon du 10 au 16 mars.

Cette visite a été l'occasion pour le directeur de rencontrer ses homologues, en particulier le président de la NSC (Nuclear Safety Commission), le directeur général du NSB (Nuclear Safety Bureau) de la STA (Science and Technology Agency), le directeur général adjoint de l'Agence des ressources naturelles et de l'énergie du MITI (Ministry of International Trade and Industry).

Le directeur a également rencontré le président de NUPEC (Nuclear Power Energy Corporation) appui technique des Autorités de sûreté, le président de JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute), ainsi que l'Ambassadeur de France au Japon. La rencontre avec les dirigeants de PNC (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp) a été perturbée par l'incident survenu sur le site de Tokai-Murale 11 mars...

Le directeur de la DSIN a par ailleurs donné une conférence, organisée par STA, devant une cinquantaine d'experts sur le bilan 1996 et sur les principaux sujets d'actualité concernant la sûreté nucléaire en France.



Conférence du directeur de la DSIN, à Tokyo, devant le bureau de l'Autorité de sûreté de la STA

Cette visite au Japon a été l'occasion d'échanger sur les thèmes tels que déchets, combustible, taux de combustion, vieillissement des installations, et de confirmer la volonté commune de coopération pour harmoniser les objectifs en matière de réglementation de sûreté nucléaire et pour mettre en commun des moyens de recherche visant à améliorer le niveau de sûreté.

Les entretiens qui se sont déroulés à Tokyo ont été suivis d'une visite du site de Rokkasho-Mura et de la centrale de Kashiwasaki-Kariwa.



Centrale ABWR de Kashiwasaki-Kariwa



Sur le cœur du réacteur 5 de Kashiwasaki-Kariwa

A Rokkasho-Mura, la visite a concerné les installations de stockage du combustible usé (piscines) et les ateliers associés, le stockage des déchets de haute activité réexpédiés par la France et le centre de recherche technique de JNFL (Japan Nuclear Fuel Limited).

La centrale de Kashiwasaki-Kariwa comprend cinq réacteurs BWR de 1100 MWe et deux réacteurs ABWR (Advanced boiling water reactor) de 1350 MWe dont l'un est en service, l'autre en essai de démarrage. Outre la pompe de recirculation intégrée dans la cuve et une nouvelle conception du système de commande des barres, la principale originalité de l'ABWR est la salle de commande informatisée, similaire à celle des réacteurs

du palier N4. Sur la centrale de Kashiwasaki-Kariwa, la salle de commande est commune aux deux réacteurs, avec un seul chef de quart dirigeant le fonctionnement des deux unités.

### **Pays-Bas**

Les 11, 12 et 13 mars, la DSIN a participé à une réunion de spécialistes en contrôles non destructifs, qui s'est tenue au Joint Research Center de la Commission européenne à Petten, Pays-Bas, sur le thème de la démonstration de la performance des techniques de contrôles.

### **Russie**

Une délégation de l'Autorité de sûreté russe, Gosatomnadzor, a effectué une visite en France du 7 au 11 avril dans le cadre du programme RAMG d'assistance à la Russie. Cette

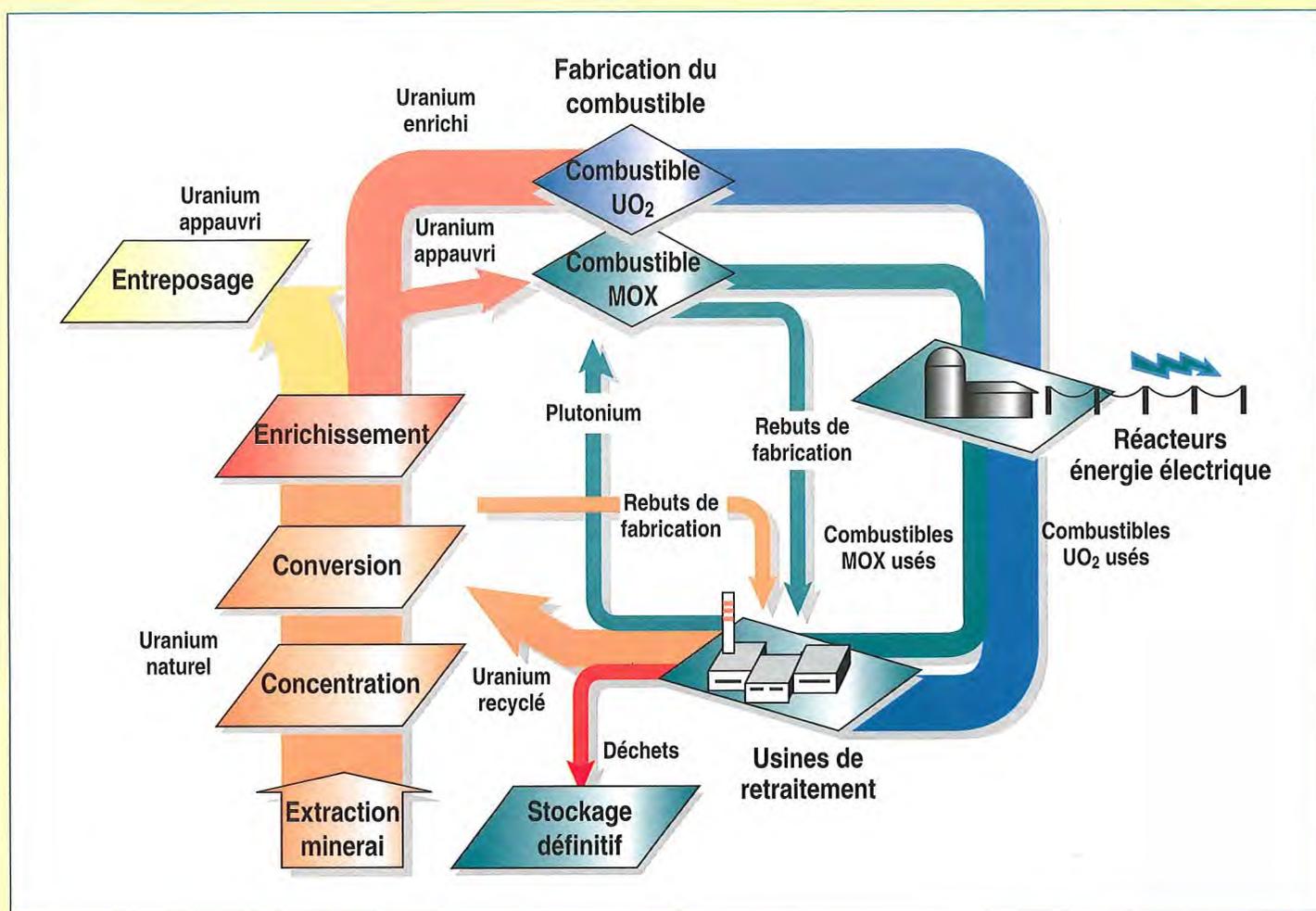
visite avait pour objectif de l'informer sur les procédures incidentelles et accidentelles prévues dans les règles générales d'exploitation des réacteurs d'EDF. Afin de montrer l'articulation des responsabilités dans ce domaine, les présentations ont été assurées par des représentants d'EDF, de la DSIN et de son appui technique, l'IPSN. Les discussions ont été complétées par une visite de la centrale de Paluel.

### **Suède**

A l'invitation de l'Autorité de sûreté suédoise (SKI), un représentant de la DSIN a participé le 4 avril à Stockholm à la présentation d'un exercice d'évaluation de sûreté d'un stockage profond hypothétique ; SKI conduit cet exercice dans le but de développer sa capacité d'expertise et d'être à même d'examiner, le moment venu, les dossiers qui lui seront soumis par l'exploitant chargé de la gestion des déchets nucléaires, SKB.



# Le cycle du combustible



# La sûreté du cycle du combustible

## *Sommaire*

- **Avant-propos**  
Par André-Claude Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires – DSIN
- **Le combustible utilisé à EDF**  
Par Laurent Stricker, directeur adjoint du parc nucléaire, chargé des affaires techniques et internationales – EDF
- **Le combustible en réacteur**  
Par Hilaire Mansoux, Jean-Pierre Merle et Nicolas Tricot – IPSN
- **La sûreté de l'usine de retraitement de COGEMA La Hague**  
Par Patrick Ledermann, directeur de l'établissement
- **L'impact radiologique des installations du cycle électronucléaire**  
Par Jacques Lochard et Véronique Tort – Centre d'étude sur l'évaluation de la protection dans le domaine nucléaire (CEPN)
- **Stratégie des Etats-Unis pour le stockage à long terme de combustible nucléaire utilisé**  
Par Francis Young – Nuclear Regulatory Commission (NRC)
- **Aval du cycle des assemblages irradiés issus des centrales nucléaires allemandes**  
Par Dr B. Bröcking – BMU et Dr Werner Meester et Wolfgang Thomas – GRS
- **Points de vue extérieurs**
  - **Le cycle du combustible**  
Par Raimond Castaing, membre de l'Académie des Sciences, professeur émérite à l'Université de Paris Sud
  - **Un monstre fascinant**  
Par Edouard Launet, journaliste – Libération
  - **La fin de la chaîne du combustible nucléaire en France : économiser le coût du retraitement**  
Par Jean-Pierre Morichaud, ingénieur physico-chimiste, secrétaire du Forum Plutonium

## Avant-propos

Dans l'avant-propos du dossier du précédent numéro de la revue Contrôle, le n° 116, je rappelais qu'au milieu des années 1980 la France a pris la décision de recycler dans ses réacteurs à eau sous pression les matières nucléaires provenant du retraitement du combustible irradié : plutonium et uranium. D'autres pays n'ont pas fait ce choix et envisagent de stocker directement les assemblages de combustibles usés issus des réacteurs.

A l'heure où de nouvelles évolutions sont envisagées en France, visant notamment l'accroissement des taux de combustion et l'extension de l'utilisation du combustible MOX dans les réacteurs, la DSIN a souhaité, dans un double dossier de Contrôle, faire le point sur les objectifs et stratégies des industriels du cycle du combustible, ainsi que sur les sujets de sûreté apparaissant

aux diverses étapes de ce cycle, tant au niveau des réacteurs qu'au niveau des usines.

Il faut souligner la présence dans le présent dossier d'une estimation de l'ensemble des impacts radiologiques associés au fonctionnement des installations du cycle électro-nucléaire en France, et d'articles faisant le point sur le contexte, les motivations et l'état d'avancement de la gestion du combustible nucléaire dans deux pays qui n'ont pas mis en œuvre la même stratégie que la France pour l'aval du cycle. Ceci traduit la volonté de l'Autorité de sûreté de prendre de plus en plus en compte, dans son action, les préoccupations de radioprotection et les éléments internationaux.

André-Claude Lacoste

*Directeur de la sûreté des installations nucléaires*

## Le combustible utilisé à EDF

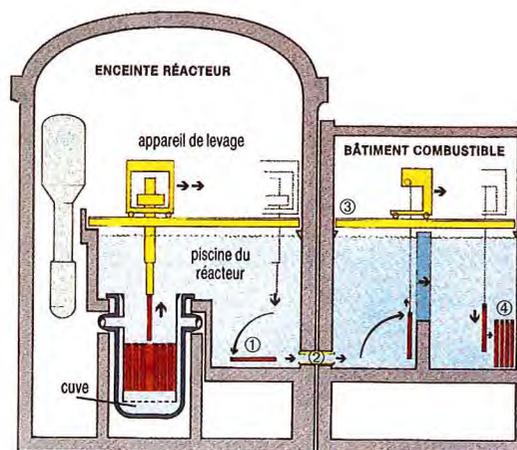
Par **Laurent Stricker**, directeur adjoint du parc nucléaire, chargé des affaires techniques et internationales – EDF

Les cœurs des réacteurs à eau sous pression d'EDF sont rechargés en combustible neuf par fraction (tiers ou quart) tous les ans ou tous les 18 mois. Le combustible est irradié dans la cuve du réacteur pendant 3 ou 4 campagnes, à l'issue desquelles il est déchargé et placé dans la piscine d'un bâtiment destiné à son entreposage. Chaque assemblage, faiblement enrichi en uranium 235 au départ, contient alors, outre l'uranium et le plutonium formé au cours de l'irradiation, environ 16 kg de produits de fission qui contribuent avec le plutonium à fournir la « puissance résiduelle » de l'assemblage. Ce combustible séjourne dans la piscine du bâtiment combustible (BK) le temps nécessaire à ce que cette puissance résiduelle décroisse jusqu'à une valeur compatible avec la conception du château de transport dans lequel il sera expédié à destination du centre de retraitement de La Hague. La gestion du combustible usé passe alors sous la responsabilité de COGEMA.

### Déchargement/rechargement du cœur du réacteur

A la fin de chaque campagne, 1/3 ou 1/4 des assemblages du cœur doit être remplacé par du combustible neuf pour compenser l'usure du combustible et permettre la campagne suivante. A cette occasion, pour faciliter les opérations de maintenance de la chaudière nucléaire, c'est le cœur complet qui est déchargé dans la piscine BK. L'opération se fait entièrement sous eau borée à 2000 ppm depuis la piscine du bâtiment réacteur (BR) jusqu'à celle du BK, via un passage appelé tube de transfert. L'eau sert de protection biologique pour les opérateurs et le bore est un absorbant de neutrons qui empêche le développement de la réaction nucléaire.

C'est à l'aide d'une machine de chargement/déchargement qu'il est procédé aux opérations dans le BR. Les assemblages sont extraits du cœur selon une séquence préétablie et transportés par la machine de charge-



- ① Basculeur
- ② Tube de transfert
- ③ Pont passerelle
- ④ Alvéole de stockage

Déchargement d'un réacteur

ment jusqu'à un « basculeur ». Celui-ci place l'assemblage en position horizontale pour passer dans le tube de transfert et parvenir dans la piscine du BK où les opérations inverses sont réalisées : passage en position verticale de l'assemblage, reprise par un « pont passerelle » et transfert dans un alvéole de stockage.

### Contrôle de la position des assemblages

Les opérations de déchargement/rechargement des assemblages sont effectuées sous le contrôle d'un Chef de chargement, présent pendant toute la durée des manutentions. Il est responsable du bon déroulement des opérations effectuées par 4 opérateurs (2 dans le BR et 2 dans le BK), travaillant de manière ininterrompue, en 3 x 8. Il faut environ 70 heures pour décharger un cœur de REP 1300 MWe. Un contrôle complémentaire est effectué directement depuis la salle de commande où les opérateurs s'assurent que le cœur reste sous-critique vis-à-vis de la réaction en chaîne.

### Contrôle de l'étanchéité des gaines

L'intégrité du combustible utilisé est testée dans le mât de la machine de chargement dans le BR. Le nombre d'assemblages irradiés trouvés défectueux est très faible, le taux de défaillance se situant aux environs de 0,3 %. Ce taux est en nette diminution depuis l'adoption de dispositifs complémentaires de filtration en pied des assemblages. En effet, la cause principale de détérioration des assemblages en réacteur est l'usure des gaines de combustible par des petits débris migrants, cette usure pouvant aller jusqu'au percement de la gaine.

### Contrôle de la géométrie des assemblages

Des difficultés de manutention des assemblages usés peuvent apparaître du fait de leur déformation au cours de l'irradiation en cœur. Il arrive que l'on éprouve des difficultés à placer les assemblages à leur position requise par le plan de chargement dans le cœur. Pour pallier cette difficulté, on utilise un outil capable de placer automatiquement le pied de l'assemblage au bon endroit. Cet outil, associé aux machines de chargement, permet de positionner des assemblages de 4 m de hauteur avec une précision de l'ordre de 1 mm sous 15 m d'eau.

### Entreposage du combustible utilisé dans la piscine du bk

#### *Une conception adaptée*

La piscine de stockage du combustible utilisé est située dans le bâtiment combustible (BK) qui jouxte le bâtiment réacteur (BR). Selon les termes du rapport de sûreté, « l'installation de stockage du combustible utilisé assure le maintien sous-critique du combustible et l'évacuation de la puissance résiduelle en liaison avec le circuit de refroidissement des piscines ».

La piscine qui contient les alvéoles de stockage des assemblages est remplie d'une eau contenant du bore dissous sous forme d'acide borique. La concentration massique en bore est supérieure à 2000 ppm. Les calculs de criticité sont effectués dans des conditions pénalisantes, en supposant en particulier une concentration en bore nulle dans la piscine et en considérant les assemblages comme neufs.

La sûreté du stockage impose que la piscine de désactivation ait une capacité permettant d'entreposer à tout instant un cœur complet au cas où il serait nécessaire de décharger le réacteur.

Pour accroître la capacité de stockage sans augmenter exagérément les dimensions du BK, les parois des alvéoles sont équipées de plaques constituées d'un matériau neutrophage (bore ou cadmium). On utilise le Boral, mélange de carbure de bore (B4C) et d'aluminium, ou le Cadminox, constitué d'une feuille de cadmium dans une structure en inox.

Les piscines du palier 1300 MWe « P'4 » (Penly, Cattenom, Belleville, Nogent, Golfech) sont équipées de Boral alors que celles du palier N4 (Chooz, Civaux) sont équipées de Cadminox.

Capacité en	CP0 (1)	CPY (2)	P4	P'4	N4
<b>Fraction cœur</b>	6/3	7/3	7/3	10/3	9/3
<b>Nombre alvéoles</b>	312	398	459	630	615
(1) Fessenheim – Bugey (2) 900 MWe hors CP0					

Le tableau ci-dessus donne les capacités des piscines des réacteurs des différents paliers.

#### *Refroidissement des assemblages en piscine*

Le temps de séjour des assemblages irradiés dans la piscine nécessaire pour assurer la décroissance de la puissance résiduelle dépend de leur niveau d'irradiation et de la nature du combustible.

Par exemple, pour les assemblages UO<sub>2</sub> classiques, le temps nécessaire, compatible avec les châteaux de transport, est de 1,5 an. Les emballages de transport, les « châteaux de plomb », ont été améliorés pour maintenir des temps de refroidissement de cet ordre de grandeur compatible avec l'utilisation de combustibles plus performants.

Pour un assemblage MOX irradié qui contient davantage de plutonium qu'un assemblage UO<sub>2</sub>, le temps de refroidissement est de 2,5 ans.

Le temps de séjour en piscine ne dépend pas uniquement du temps de refroidissement nécessaire, mais aussi de la cadence possible des évacuations du combustible utilisé.

## Évacuation du combustible utilisé

Le transport des combustibles irradiés vers l'usine de retraitement de La Hague est confié à COGEMA qui assume le rôle de transporteur autorisé et confie à ses sous-traitants agréés les opérations de roulage. EDF et COGEMA exercent un contrôle étroit sur ces opérateurs. Dans la pratique, les recommandations de l'AIEA sont à la base des règlements nationaux. COGEMA assume la responsabilité civile nucléaire en cours de transport à l'extérieur des limites de la centrale. Elle dispose d'une flotte de 18 emballages agréés au sens du règlement pour le transport des matières dangereuses, capables d'effectuer 250 rotations par an au total.

Une rotation depuis le centre de retraitement de La Hague jusqu'à la centrale puis retour à La Hague dure environ 3 semaines ; le nombre d'assemblages évacués en fonction des années s'établit comme suit :



L'objectif d'EDF est d'évacuer le combustible utilisé au « fil de l'eau », de façon à équilibrer les flux entrant et sortant de combustible. Ceci correspond aujourd'hui à 190 évacuations par an. Ces évacuations doivent être coordonnées au plan national compte tenu de l'unicité du terminal de réception à La Hague. Après la mise en œuvre complète des campagnes allongées sur les REP de 1300 MWe et l'arrivée du N4, l'équilibre s'établira à 200 évacuations par an. Compte tenu de l'encombrement actuel des piscines, EDF s'est fixé un objectif de 227 évacuations en 1997.

Les emballages « TN 12 » permettent le transport de 12 assemblages combustibles dégageant une puissance résiduelle de 60 à 80 kW. Ces emballages pèsent 130 tonnes et sont évacués dans 90 % des cas par chemin de fer. Ils sont chargés sous eau, puis décontaminés et contrôlés avant transport.

## Problèmes rencontrés par l'exploitant

### *Piscines BK et déchargement partiel*

A la conception, le système de refroidissement de la piscine BK supposait un déchargement partiel du cœur à chaque renouvellement de combustible ; le déchargement complet était considéré comme exceptionnel. En fait, le cœur est toujours déchargé en totalité pour faciliter les opérations de maintenance, ce qui induit une puissance résiduelle à évacuer plus élevée. Ceci entraîne des contraintes d'exploitation pour respecter la température maximale de 50 °C admise dans la piscine. Des modifications sont à l'étude afin de simplifier l'exploitation et mieux garantir la sûreté.

### *Gestion des alvéoles*

Les piscines de stockage contiennent non seulement les assemblages irradiés en attente d'expédition, mais aussi :

- des assemblages en « réserve de gestion » qui permettent de remplacer les assemblages non rechargeables (inétanches ou détériorés à la manutention) ;
- des déchets activés, essentiellement des grappes de commande usagées ou des « squelettes » d'assemblages, dont l'évacuation n'a pas eu lieu ;
- des crayons combustibles entreposés en « carquois » ;
- un ou deux assemblages postiches permettant le contrôle des systèmes de manutention du combustible.

L'accumulation des déchets activés et d'assemblages particuliers (détériorés ou en attente de réparation), ainsi que temporairement des aléas d'évacuation, ont comme conséquence l'augmentation du taux de remplissage des piscines qui a eu tendance à s'accroître ces dernières années.

Afin de retrouver de la place et donc de la souplesse d'exploitation, la possibilité d'évacuer la plus grande partie des déchets stockés dans les piscines, soit vers le CSA, (Centre de stockage de l'Aube de l'ANDRA) soit vers La Hague, est en cours d'examen.

### *Gonflement du Boral*

Un problème spécifique au palier P'4 est dû au comportement du Boral apparu pour la première fois lors du premier chargement du réacteur 2 de la centrale de Nogent le 30 juillet 1988 : un assemblage neuf a été détérioré lors de son extraction de son alvéole de stockage. Les examens effectués par la suite ont montré que la déformation des parois internes de l'alvéole était responsable de l'incident. Un contrôle systématique des alvéoles de la piscine a permis de constater que plusieurs d'entre eux étaient affectés par le même phénomène. Ce défaut a également été trouvé sur les autres piscines du palier P'4. La présence de cloques sur les parois est due à une production d'hydrogène résultant de réactions d'oxydation entre l'aluminium du Boral et l'eau.

Il s'est avéré que la piscine de la tranche 1 de Penly était spécialement affectée par ce phénomène. Actuellement environ 200 alvéoles de cette piscine sont considérés comme inaptes au stockage sur les 630 alvéoles que comporte la piscine. En raison de la cinétique d'évolution du phénomène à Penly 1, il a été décidé de remplacer les râteliers de stockage par de nouveaux râteliers équipés de plaques

de Cadminox comme matériau neutrophage. Des contrôles systématiques en exploitation ont été établis pour surveiller l'évolution possible du phénomène : passage d'un gabarit dans les alvéoles et soulèvement périodique des assemblages stockés en piscine.

Ces mesures de surveillance prises en exploitation ont permis d'éviter tout coincement d'assemblage depuis l'incident de Nogent en 1988.

En conclusion, EDF doit gérer les piscines de stockage de combustible des centrales en conservant en permanence la possibilité d'y décharger un cœur complet. Les assemblages irradiés en réserve, l'entreposage de déchets activés tels que les squelettes d'assemblages ou les grappes de commande démantelées, plus le problème spécifique de gonflement du Boral des piscines du palier 1300 MWe « P'4 », rendent d'autant plus difficile cette gestion.

La bonne optimisation des alvéoles des piscines passe par une logistique d'évacuation performante ainsi que, à moyen terme, par le stockage des déchets activés au Centre de stockage de l'Aube, par l'ANDRA, ou, pour les déchets très actifs, par leur entreposage au centre COGEMA de La Hague.

# Le combustible en réacteur

Par Hilaire Mansoux, Jean-Pierre Merle  
et Nicolas Tricot – IPSN

## Introduction

L'importance du parc électronucléaire français incite fortement l'exploitant à chercher à optimiser la stratégie d'utilisation du combustible tout en assurant un niveau de sûreté acceptable. Les évolutions proposées par Electricité de France, et examinées par l'IPSN à la demande de la DSIN, visent essentiellement, d'une part à augmenter le nombre de cycles passés en réacteur pour une recharge de combustible, à accroître les taux de combustion et à utiliser plus largement le combustible MOX, d'autre part à améliorer la disponibilité des réacteurs par des cycles plus longs permettant une réduction globale de la durée des arrêts de réacteur.

Pour les réacteurs de 900 MWe, cette politique a conduit Electricité de France au choix d'une gestion par quart de cœur avec du combustible à base d'oxyde d'uranium enrichi à 3,7 % en U235 et d'une gestion dite hybride pour les réacteurs utilisant du combustible de type MOX (renouvellement par quart de cœur pour les combustibles à base d'oxyde d'uranium enrichi à 3,7 % en isotope 235 et par tiers de cœur pour les combustibles MOX). Pour les réacteurs de 1300 MWe, une nouvelle gestion par tiers de cœur avec du combustible à base d'oxyde d'uranium enrichi à 4 % en U235 est en cours de généralisation ; elle vise essentiellement à permettre un allongement des cycles de 12 à 18 mois.

Ces différentes évolutions de gestion ne peuvent toutefois porter tous leurs fruits qu'en cas d'accroissement du taux de combustion limite accepté par l'Autorité de sûreté, actuellement de 47 000 MWj/t.

Dans les paragraphes suivants, seront précisés les modalités d'introduction d'assemblages modifiés en réacteur, les problèmes de sûreté concernant le combustible pour le fonctionnement normal et les situations accidentelles.

## Introduction de combustibles modifiés en réacteur

L'introduction de combustibles modifiés en réacteur ne peut être réalisée qu'avec prudence et de manière progressive. Classiquement, la démarche commence par l'introduction d'assemblages précurseurs, en nombre limité, qui font l'objet d'un suivi particulier, après autorisation de la DSIN. Electricité de France n'introduit des recharges complètes de combustibles modifiés qu'après vérification du bon comportement de ces précurseurs et obtention d'une nouvelle autorisation de la DSIN.

Rappelons à ce sujet que l'augmentation du taux de combustion conduit à un accroissement de la pression interne dans les crayons combustibles résultant du dégagement des gaz de fission, à un accroissement du taux d'oxydation des gaines et à une réduction de la résistance mécanique des crayons. Ces effets auraient pour conséquence, toutes choses égales par ailleurs, de réduire les marges concernant la tenue des crayons, notamment en situation accidentelle. Il convient donc de s'assurer que leur comportement demeure acceptable en s'appuyant sur une base expérimentale, en tenant compte des évolutions de la conception et des matériaux.

## Fonctionnement normal et incidentel

L'intégrité de la gaine du combustible doit en principe être assurée en fonctionnement normal et dans les situations incidentelles (chute d'une grappe de contrôle, retrait d'une grappe de contrôle, par exemple), de manière à éviter le relâchement de produits radioactifs dans le circuit primaire. Les gaines constituent en effet la première barrière de confinement des produits radioactifs produits dans le combustible.

### *Intégrité du gainage*

Les études de conception du combustible s'appuient sur une large base expérimentale ainsi que sur l'expérience d'exploitation et tiennent compte des situations que pourra rencontrer le combustible (suivi de réseau, fonctionnement prolongé à puissance réduite, ...). Elles doivent démontrer le bon comportement a priori des gaines lors des transitoires de puissance normaux et dans les situations incidentelles.

De plus, lors des arrêts du réacteur pour rechargement du combustible, des contrôles des combustibles déchargés sont effectués avec un double objectif :

- ne pas recharger des assemblages qui pourraient conduire à une dissémination d'oxyde d'uranium ou d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium, susceptible d'induire des problèmes de radioprotection et des rejets radioactifs plus élevés ;
- éviter de recharger des assemblages combustibles non étanches qui pourraient conduire à des difficultés au regard des spécifications techniques d'exploitation relatives à la radioactivité de l'eau du circuit primaire.

En fonctionnement, l'intégrité des gaines peut en effet être suivie par l'évolution de l'activité du circuit primaire. Les spécifications techniques d'exploitation requièrent, selon le niveau d'activité mesuré, une surveillance accrue, des limitations d'exploitation, voire l'arrêt du réacteur pour réparation ou remplacement des assemblages défectueux, de façon à limiter les conséquences éventuelles des situations accidentelles.

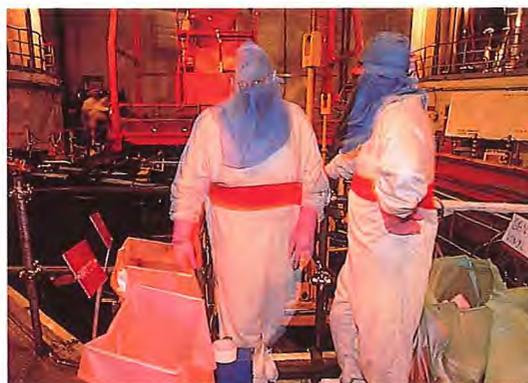
### *Radioprotection*

Du point de vue de la radioprotection des travailleurs en fonctionnement normal, le comportement du combustible présent dans le réacteur d'un REP n'a qu'une influence limitée ; l'expérience montre en effet que l'essentiel de l'exposition des travailleurs (80 % des doses) est reçu au cours des arrêts de réacteur et est dû principalement aux produits d'activation présents dans le circuit primaire. La présence de ces produits, sous forme de particules, est essentiellement liée à la corrosion du circuit primaire.

Ces particules se déposent sur les parois du circuit primaire, pouvant créer des « points chauds » irradiants pour les intervenants

(cobalt 58 et cobalt 60). La quantité de produits d'activation irradiants est liée, d'une part à la composition des matériaux du circuit primaire, d'autre part à la chimie du circuit primaire qui conditionne également la production de produits de corrosion, en créant un milieu plus ou moins oxydant.

A ce titre, l'utilisation de combustibles différents, ou l'utilisation d'un même combustible mais dans des conditions différentes, peut modifier la chimie du produit primaire et donc la dosimétrie des travailleurs.



A titre d'exemple, l'augmentation du taux de combustion suppose une augmentation de la concentration d'acide borique dans le fluide primaire, ce qui implique une légère diminution du pH qui pourrait accentuer les phénomènes de corrosion.

Il semble qu'en contrepartie la diminution du nombre des arrêts de réacteur devrait permettre des gains en termes de dosimétrie. Toutefois, seul le retour d'expérience sur plusieurs cycles pourra confirmer cette appréciation.

L'utilisation du combustible MOX pourrait conduire, par rapport au seul combustible  $UO_2$ , à une augmentation de la contamination de l'eau primaire par des émetteurs alpha, nécessitant des modifications de la gestion des effluents primaires. En pratique, le retour d'expérience disponible depuis l'introduction d'assemblages MOX en réacteur n'a toutefois mis en évidence qu'une seule rupture de gaine de crayon MOX en 1993. Cette rupture, de faible taille, n'a entraîné aucune dissémination de combustible dans le circuit primaire, et par conséquent aucune augmentation particulière de la contamination de celui-ci par des émetteurs alpha.

## Situations accidentelles

Les conséquences des situations accidentelles du type brèche primaire et éjection de grappe de contrôle sont limitées par le respect de limites de fonctionnement et par l'action des systèmes de protection et de sauvegarde. Ces deux types d'accident sont détaillés ci-après.

### *Comportement du combustible en cas de brèche primaire*

Il convient de s'assurer qu'en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire :

- la température des gaines ne dépasse pas la valeur de 1204 °C (2200 °F) au-delà de laquelle la réaction d'oxydation du zircaloy par la vapeur d'eau devient fortement exothermique ;
- le taux d'oxydation des gaines demeure en deçà d'une valeur garantissant le maintien de la structure, notamment sous l'effet des contraintes thermiques dues à la trempe résultant du renoyage du cœur par l'eau provenant des systèmes de sauvegarde ;
- la déformation des gaines ne conduit pas à des restrictions de section de passage susceptibles de compromettre le refroidissement du cœur du réacteur ;

Le taux de combustion des crayons affecte leur comportement sur ces différents aspects :

- la baisse de réactivité liée à l'augmentation du taux de combustion contribue à diminuer la puissance linéique des crayons en fin de vie et donc la température des gaines, ce qui est favorable ;
- la couche d'oxyde formée sur les gaines en fonctionnement normal croît avec le taux de combustion et peut atteindre 100 µm pour un taux de combustion de l'ordre de 50 000 MWj/t, ce qui correspond à une réduction d'épaisseur des gaines de 12 %. Pour tenir compte de cet effet défavorable, le taux d'oxydation des gaines qui doit être inférieur à 17 % est calculé en sommant l'oxydation résultant du fonctionnement normal et celle résultant de la situation accidentelle. Un programme d'essais (TAGCIS et TAGCIR) a permis de vérifier le conservatisme de cette démarche ;

– l'augmentation de la couche d'oxyde s'accompagne d'une diffusion d'hydrogène dans le zircaloy qui peut favoriser la déformation des gaines. Un programme expérimental est en cours en vue de mieux quantifier cet effet.

### *Comportement du combustible en cas d'accident de réactivité*

L'accident de réactivité le plus contraignant pour le combustible est l'accident d'éjection d'une grappe de contrôle. Un tel accident peut provoquer une augmentation de température importante du combustible dans un intervalle de temps très court qui peut être de l'ordre de plusieurs dizaines de millisecondes.

Il convient de s'assurer que ce type d'accident ne peut pas conduire à une dispersion de combustible dans l'eau, ce qui pourrait entraîner une interaction violente entre le combustible dispersé et l'eau. Ce risque de dispersion de combustible apparaît pour une température du combustible d'autant plus faible que l'irradiation est élevée.

Afin d'éviter ce risque, l'enthalpie stockée dans les pastilles de combustible (énergie exprimée en calories par unité de masse de combustible) a été, dès l'origine, limitée à 225 cal/g pour le combustible neuf et à 200 cal/g pour le combustible irradié.

De nouveaux essais ont été réalisés au cours des dernières années au Japon et en France, afin de définir des limites applicables à des combustibles fortement irradiés. Il apparaît que :

- le comportement du combustible en cas d'accident de réactivité dépend de deux effets antagonistes :
  - l'accroissement du volume des pastilles sous les effets conjugués de l'augmentation de la température et de la pression des gaz de fission, qui déforme des gaines,
  - la ductilité résiduelle des gaines qui leur permet de subir, sans rupture, les déformations imposées par les pastilles jusqu'à un certain niveau de déformation,
- le taux de combustion joue un rôle important :

- au cours du fonctionnement en réacteur, la puissance est de plus en plus dégagée en périphérie des pastilles, provoquant l'accumulation de gaz de fission dans cette zone qui devient très poreuse ; cet oxyde à structure métallographique très fine pourrait se disperser dans le réfrigérant primaire en cas de rupture des gaines,
- le séjour du combustible en réacteur s'accompagne également d'une diminution de la résistance mécanique des gaines résultant de la croissance de la couche d'oxyde avec l'irradiation et de l'hydruration associée,
- l'énergie déposée au cours de l'accident décroît, comme la réactivité, avec le taux de combustion.

Les résultats obtenus récemment montrent que ces effets peuvent conduire à des ruptures de gaines, accompagnées d'une dispersion de combustible pour des valeurs d'énergie déposée bien inférieures aux limites initialement retenues. Toutefois, les essais ayant conduit à une rupture de gaine pour une énergie déposée très faible ont été effectués sur des crayons combustibles fortement hydrurés localement, par suite d'une desquamation de la couche d'oxyde en réac-

teur. De ce fait, ils pourraient être peu représentatifs des combustibles actuellement chargés en réacteur qui, d'une part s'oxydent moins, d'autre part ont une couche d'oxyde qui semble plus adhérente. Ce dernier aspect devra être vérifié par le retour d'expérience. D'ores et déjà, l'ensemble des essais effectués confirment la bonne tenue des combustibles  $UO_2$  jusqu'à des taux de combustion de l'ordre de 47 000 MWj/t.

Le combustible MOX se distingue du combustible  $UO_2$  par une hétérogénéité résultant de la présence d'amas où l'enrichissement en oxyde de plutonium est élevé. De plus, pour un combustible MOX fortement irradié, les grains présents dans la pastille sont de petite taille, la porosité est importante, la conductivité thermique est faible et la teneur en produits de fission est élevée. L'état d'avancement des essais ne permet pas à ce jour de quantifier l'incidence de cette spécificité du combustible MOX. Toutefois, l'irradiation des combustibles MOX est actuellement limitée de fait à trois cycles d'irradiation (soit environ 40 000 MWj/t), niveau pour lequel aucune rupture n'a été observée à ce jour.

# La sûreté de l'usine de retraitement de COGEMA La Hague

Par Patrick Ledermann, directeur de l'établissement

## Les techniques du retraitement

Le retraitement des combustibles nucléaires usés consiste à extraire et séparer l'uranium et le plutonium qu'ils contiennent afin de les réutiliser pour la fabrication de combustibles neufs, et à conditionner les déchets ultimes sous une forme permettant un stockage sans risque pour l'environnement et le public.

Les combustibles usés provenant des réacteurs nucléaires sont réceptionnés puis entreposés dans les piscines d'entreposage où leur radioactivité continue de décroître.

Ils sont ensuite cisailés. La matière nucléaire est séparée des éléments de structure par dissolution dans un bain d'acide.

Par une technique d'extraction en phase liquide, l'uranium et le plutonium sont séparés des produits de fission et transuraniens contenus dans la solution de dissolution. Les produits de fission et transuraniens sont alors incorporés dans une matrice de verre, de type borosilicate, choisi pour sa très grande stabilité.

Après purification, l'uranium est conditionné sous forme de nitrate d'uranyle puis expédié vers les usines de conversion. Le plutonium, après purification, est conditionné sous forme d'oxyde de plutonium afin d'être expédié vers les usines de fabrication de combustibles MOX.

Des activités associées à la mise en œuvre du procédé, concernant notamment le traitement des effluents et des déchets technologiques ou de structure des combustibles, sont également réalisées dans les installations. Le traitement et le conditionnement de ces déchets permettent de réduire le volume et la radiotoxicité de ces déchets.

## Analyse et maîtrise des risques

Produire en sûreté nécessite tout d'abord d'identifier, puis d'analyser, les risques encourus.



L'établissement de la Hague s'étend sur près de 300 hectares et regroupe 7 INB

Les risques associés au fonctionnement d'une usine de retraitement sont induits par la mise en œuvre d'importantes quantités de matières radioactives. Ainsi, assurer la sûreté du retraitement consiste à maintenir, en toutes circonstances, le confinement des matières radioactives dans les conditions et lieux prévus. L'objectif, ainsi fixé, guide la démarche de sûreté à tous les stades de la vie de l'usine, de sa conception, sa construction, jusqu'à son exploitation.

En premier lieu, sur la base des caractéristiques des matières nucléaires reçues dans l'installation, un confinement est défini de sorte qu'une défaillance ou une erreur unique ne puisse, en aucun cas, conduire à une contamination d'une zone de travail permanente du personnel ou à un rejet incontrôlé. Plusieurs barrières fiables sont ainsi interposées entre la matière et l'environnement.

Les différentes familles d'événements susceptibles d'affaiblir ces dispositions sont alors étudiées. Elles relèvent de trois classes de risques :

### *– Les risques d'origine nucléaire associés aux comportements physico-chimiques spécifiques de la matière radioactive*

Elles concernent les risques principaux que sont la dispersion de matière radioactive et l'exposition externe. Leur analyse conduit à la mise en place de barrières de confinement, d'écrans biologiques et à la surveillance continue de l'efficacité de ceux-ci. La classe des risques nucléaires comporte également le risque de criticité induit par les quantités d'uranium et de plutonium mises en œuvre. Ces matières fissiles nécessitent de définir les conditions de fonctionnement de manière à toujours rester dans un milieu largement « sous-critique », de façon à écarter toute possibilité de réaction de fission en chaîne.

Les conséquences associées seraient essentiellement l'augmentation instantanée du rayonnement susceptible d'exposer le personnel qui se trouverait à proximité.

Enfin, les matières fortement radioactives nécessitent de se prémunir des risques thermiques résultant de l'échauffement des matières par auto-absorption du rayonnement et des risques liés à la formation d'hydrogène par radiolyse.



L'analyse détaillée du rayonnement en zone contrôlée conforte les calculs d'écrans biologiques effectués en conception

La prise en compte des dégagements thermiques implique le maintien du refroidissement afin d'éviter l'atteinte de températures susceptibles de dégrader les matériaux ou de transformer les matières en présence. La génération d'hydrogène conduit, au besoin, à assurer une dilution des gaz de radiolyse de sorte à éviter toute accumulation d'hydrogène dans des proportions permettant une éventuelle inflammation.

### *– Les risques internes d'origine non nucléaire résultants de l'activité industrielle*

Cette catégorie d'événements regroupe toutes les défaillances et incidents liés à l'exploitation de toute installation industrielle. Parmi les plus représentatifs, on distingue les risques d'origine chimique, par exemple les emballements de réaction, les risques d'incendie liés entre autres à la présence de matières inflammables, aux interventions humaines et aux installations électriques ou bien encore les risques de chute de charges lourdes au cours d'opérations d'exploitation ou de maintenance.

### *– Les risques d'origine externe résultant de l'impact d'événements affectant le site où sont implantées les installations*

Les risques concernent les agressions indépendantes de l'exploitation des usines, susceptibles d'affecter le confinement des matières. Ils regroupent essentiellement les risques liés aux conditions climatiques tels que les vents forts, les températures extrêmes, les fortes précipitations, les risques sismiques, ainsi que les risques associés aux activités environnantes tels que les explosions, les incendies ou les impacts de projectiles pouvant résulter de la chute d'un avion de tourisme ou d'un transport routier de matières dangereuses.

## **La sûreté en exploitation**

Après avoir identifié les sources de risques, les installations sont conçues et réalisées pour s'en protéger en privilégiant les mesures préventives complétées au titre de la défense en profondeur par des moyens de surveillance et de limitation des conséquences.

Les installations sont exploitées en toute sécurité, mais il convient pour cela de maintenir et de pérenniser les dispositions de sûreté. C'est là que le respect des règles résultant des analyses et l'efficacité de l'organisation des structures d'exploitation sont essentiels.

L'organisation définit clairement les responsabilités et s'appuie sur des procédures gérant les activités et les interfaces nécessaires. Un point fort de l'organisation est la désignation d'un responsable de la sûreté de l'installation qui est également le responsable hiérarchique et opérationnel de l'entité d'exploitation correspondante. Il allie ainsi la compétence technique et l'autorité effective pour assurer efficacement ses missions. Un autre atout de l'organisation en place concerne l'existence de structures fonctionnelles spécialisées, hiérarchiquement indépendantes du responsable d'installation, qui assurent un soutien et portent un regard d'expert dans l'exercice des activités d'exploitation.

Un système d'assurance qualité couvre l'ensemble des activités d'exploitation susceptibles d'influer sur la sûreté. Ainsi, la prise en compte des règles d'exploitation, au travers des documents opérationnels, est tout particulièrement concernée par cette démarche qui prévoit également le contrôle de leur bonne application.

Professionnalisme et compétence du personnel sont des conditions indispensables à la prévention. Au-delà des profils de recrutement, une formation continue est dispensée au personnel. Par exemple en 1996, une soixantaine d'heures de formation, dont un quart spécifique à la sûreté/sécurité, ont été dispensées en moyenne par agent (cet investissement correspond à plus de 8 % de la masse salariale).

La sûreté nucléaire investit fortement dans les dispositions de prévention. Toutefois, afin de ne laisser aucune place au hasard et à l'improvisation, une organisation de crise explicitée dans le Plan d'urgence interne (PUI) a été définie pour se donner les moyens de limiter les conséquences d'un accident grave très improbable.

### Les résultats

La sûreté ayant pour finalité la protection du personnel et de l'environnement, il convient de s'intéresser aux résultats de la surveillance radiologique dont ils font l'objet.



Tous les ans, près de 80 000 analyses d'échantillons sont réalisées dans les laboratoires dédiés à la surveillance de l'environnement du site

Concernant le personnel en 1996, aucun agent de COGEMA et d'entreprises extérieures travaillant sur l'Etablissement n'a intégré de dose supérieure à 10 mSv par an ; la dose annuelle moyenne par agent est de 0,16 mSv.

Concernant l'impact sur l'environnement, la surveillance a porté en 1996 sur environ 25 000 prélèvements d'échantillons (représentant près de 80 000 déterminations analytiques) définis selon un programme vérifié et approuvé par l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (ministère de la Santé et du Travail). L'impact de l'Etablissement sur son environnement est d'environ 1 % de l'impact de la radioactivité naturelle, c'est-à-dire très inférieur aux simples fluctuations de la radioactivité naturelle.

### La place du retour d'expérience

Au plan de la sûreté, comme au plan de la performance technique, les résultats actuels doivent également une part aux enseignements tirés des dysfonctionnements survenus dans le passé. Les incidents les plus significatifs pour la sûreté sont l'incendie d'un silo à déchets en 1981 (cf. revue Contrôle n° 110) et

l'incendie, sans conséquence nucléaire, survenu dans le poste de distribution électrique qui a privé pendant une vingtaine d'heures les installations d'alimentation électrique en 1980. Suite à ces événements, des modifications importantes ont été décidées pour la gestion des déchets, la surveillance incendie et la fiabilité de l'alimentation électrique.

Chaque anomalie, ou incident, est analysé et des enseignements en sont tirés en vue d'éviter qu'ils se reproduisent. Certains événements ont, par exemple, conduit à parfaire les procédures d'intervention pour maîtriser au mieux les risques pour les intervenants.

Au-delà des seules améliorations immédiates et des enseignements qu'elle apporte, cette démarche systématique, appliquée également à des écarts sans gravité, permet le maintien de la culture de sûreté et rappelle qu'il convient de rester vigilant.

### **La sûreté et l'avenir**

Evoquer la sûreté au futur, c'est nécessairement penser au maintien d'un haut niveau

de sécurité des installations qui s'établit selon deux objectifs principaux que sont la volonté permanente de progresser et la capacité à mener les changements.

La volonté de progresser s'appuie sur le développement de la culture de sûreté qui entretient les nécessaires compétences et vigilances des femmes et des hommes qui assurent le fonctionnement des installations. L'exploitation du retour d'expérience et l'évolution des connaissances sont des auxiliaires précieux en ce domaine.

La capacité à mener les changements se concrétise par l'aptitude à intégrer efficacement besoins et marchés nouveaux du retraitement – recyclage des combustibles usés, ou encore des nouvelles réglementations. Ces changements pouvant conduire à une évolution des organisations en place.

En sûreté comme en de nombreux domaines, un résultat n'est jamais définitivement acquis.

Dans une installation bien conçue, le meilleur garant de sûreté est le professionnalisme de ses exploitants.

# L'impact radiologique des installations du cycle électronucléaire

**Par Jacques Lochard et Véronique Tort – Centre d'étude sur l'évaluation de la protection dans le domaine nucléaire (CEPN)**

## Introduction

Dans le cadre d'un projet européen récent visant à évaluer les impacts sur la santé et l'environnement des différentes chaînes énergétiques (le projet ExternE, 1995), le Centre d'étude sur l'évaluation de la protection dans le domaine nucléaire (CEPN) a réalisé une estimation de l'ensemble des impacts radiologiques associés au fonctionnement normal des installations du cycle électronucléaire français. Ce travail a été effectué en utilisant les modèles d'évaluation des transferts et des expositions les plus élaborés ainsi que les données caractérisant les sources potentielles de risque et les sites des installations existantes sur le territoire national.

Les impacts ont été estimés sur les plans individuels et collectifs pour les rejets radioactifs dans l'environnement et pour les expositions professionnelles en distinguant, d'une part, les impacts pour les générations actuelles (les cent prochaines années) et les générations futures (au-delà cent ans) et, d'autre part, pour le public, les impacts locaux (0 à 100 km), régionaux (100 à 1 000 km) et globaux (à l'échelle de la planète). Les périodes d'intégration dans le temps ont été choisies en fonction des radioéléments pour tenir compte de leur persistance respective dans l'environnement.

## Les impacts sur les générations actuelles

Le tableau de la page 48 synthétise les principaux résultats concernant les impacts actuels et à moyen terme en fonction des populations concernées. Les valeurs présentées pour les expositions collectives sont normalisées pour une production d'électricité de 1 TWh. A titre indicatif, l'ordre de grandeur de la puissance installée du parc électronucléaire français est de 400 TWh.

Les expositions annuelles individuelles moyennes des travailleurs sont comprises dans une plage de 1 à 7 millisieverts en fonction de l'installation concernée. Quelques groupes de travailleurs dans certaines installations peuvent recevoir des doses plus importantes (supérieures à une dizaine de millisieverts), mais le nombre de personnes affectées reste très limité. En termes d'exposition collective, les doses pour les travailleurs varient entre moins de 1 homme-millisievert par TWh pour l'étape de l'enrichissement du combustible et plus de 260 hommes-millisieverts au niveau des réacteurs.

Pour le public, seules les expositions collectives sont mentionnées sur le tableau. Les impacts sont en général très faibles (moins de 1 homme-millisievert par TWh) à l'exception des étapes relatives aux mines et au traitement du minerai (impact local du radon) et de la production d'énergie et du retraitement (impacts régionaux et globaux pour l'essentiel dus aux radioéléments de longue période comme le C-14 et l'I-129 ou des radioéléments ayant une large dispersion comme le Kr-85). Ces niveaux d'exposition collective restent cependant suffisamment faibles pour ne poser aucun problème en termes de santé publique.

Quant aux doses individuelles maximales pour le public autour des installations du cycle électronucléaire (groupes de référence), toutes les évaluations effectuées conduisent à des valeurs très faibles puisque, pour l'ensemble de la production annuelle, elles varient de 1 à 20  $\mu$ Sv par an en fonction du type d'installation. L'influence du site reste très limitée à l'exception de certaines mines d'uranium pour lesquelles les doses individuelles maximales peuvent atteindre l'ordre de grandeur du millisievert par an. L'ensemble de ces valeurs est à comparer au bruit de fond de la radioactivité naturelle qui est de 2,4 mSv/an en moyenne en France.

**Ordres de grandeur des impacts radiologiques du cycle électronucléaire français sur les générations actuelles dans le cas du fonctionnement normal des installations**

Etape du cycle	Exposition professionnelle		Exposition du public (0-100 ans) (homme.mSv/TWh)		
	individuelle moyenne (mSv/an)	collective (homme- mSv/TWh)	Local (0-100 km)	Régional (100-1000 km)	Global (> 1000 km)
Mine et traitement du minerai	2 à 5*	112	83	90	< 1
Conversion	2	2	< 1	< 1	< 1
Enrichissement	2	< 1	< 1	< 1	< 1
Fabrication du combustible	7	6	< 1	< 1	< 1
Production d'électricité	3	263	~ 1	16	140
Démantèlement réacteur	n.d.	22**	< 1	0	0
Retraitement	1	~ 1	< 1	84	480
Transport	n.d.	~ 1	~ 1	0	0
<b>Total</b>	-	<b>406</b>	<b>86</b>	<b>190</b>	<b>620</b>

\* respectivement mines à ciel ouvert et souterraines  
 \*\* estimation prospective  
 n.d. : valeur non disponible

**Les impacts sur les générations futures**

Les évaluations dans ce domaine sont délicates parce qu'elles soulèvent des problèmes d'ordre méthodologique mais également éthique. En pratique, il est admis que l'attitude la plus responsable consiste à évaluer au mieux les impacts possibles dans le futur sur la base des connaissances disponibles même si ces dernières sont encore partielles. L'utilisation du concept de dose collective comme indicateur d'impact pour prendre en compte à la fois la durée pendant laquelle les radioéléments persisteront dans l'environnement et l'importance des populations est loin d'être idéale, mais elle permet d'apporter un complément aux évaluations concernant l'estimation des doses individuelles dans un avenir lointain. Il faut noter que ces dernières restent également entachées de larges incertitudes. Au total, les estimations que l'on peut effectuer tant en termes d'expositions individuelles qu'en termes d'expositions collectives permettent de se faire une idée des ordres de grandeur en jeu et de vérifier si les impacts sont susceptibles de poser des problèmes dans l'avenir sur le plan du risque individuel et de la santé publique.

Les impacts associés aux rejets de radioéléments à longues périodes (C-14 et I-129 pour l'essentiel) sont au maximum de l'ordre d'une cinquantaine d'hommes-sieverts par TWh si l'on intègre l'ensemble des doses individuelles à l'infini sur la base d'une population mondiale estimée à 10 milliards d'individus. En terme d'exposition individuelle, les doses moyennes restent inférieures à  $10^{-6}$  mSv/an pour l'ensemble des émissions du cycle électronucléaire français fonctionnant pendant un an quels que soient les scénarios et hypothèses envisagés. A titre de comparaison, la dose individuelle liée au C-14 présent naturellement dans l'environnement est de l'ordre de  $1,2 \cdot 10^{-2}$  mSv/an.

Un second aspect concerne les résidus miniers. Sur la base de l'hypothèse optimiste qu'après la fermeture des mines les résidus sont gérés de manière à stopper les émanations de radon (hors bruit de fond naturel), les impacts à très long terme sont négligeables. En l'absence de mesures particulières, la dose collective est de l'ordre de 200 hommes-Sv/TWh sur 10 000 ans selon les évaluations effectuées par l'UNSCEAR en 1993 pour les populations locales et régionales. Il

convient également de garder à l'esprit la question des impacts potentiels liés à la gestion à très long terme des stocks d'uranium appauvri qui n'ont pas jusqu'à présent fait l'objet d'investigations particulières.

Enfin, en ce qui concerne les impacts associés au stockage des déchets radioactifs, il est difficile dans l'état actuel de développement des études d'évaluation dans ce domaine de présenter des estimations exhaustives en termes de doses collectives. Pour les doses individuelles, une étude européenne récente (projet Everest) fournit quelques évaluations dans le cas du stockage profond de déchets radioactifs. Ainsi, pour un stockage dans le granit, les doses individuelles maximales après 20 000 ans sont de l'ordre de  $2 \cdot 10^{-4}$  mSv/an pour l'évolution normale du site dimensionné pour recevoir les déchets issus du retraitement de 100 000 tonnes de combustible irradié. Pour les scénarios d'intrusion humaine, la dose individuelle maximale est de l'ordre de 2 mSv/an. Dans les deux cas, les doses sont dues à l'I-129. Au niveau du stockage de surface des déchets de faible et moyenne activité, les doses individuelles maximales pour le public sont de l'ordre de  $4 \cdot 10^{-3}$  mSv/an (impact des rejets de tritium) pendant la phase de surveillance et de  $8 \cdot 10^{-3}$  mSv/an pendant la phase de banalisation.

### Conclusion

Pour l'ensemble du cycle pendant sa phase d'exploitation, les impacts sur les travailleurs sont les plus importants en termes d'impacts collectifs mais également individuels avec des doses individuelles moyennes pouvant atteindre plusieurs millisieverts. Pour les expositions du public résultant des rejets directs des installations pendant la phase d'exploitation, les doses sont extrêmement faibles : une petite fraction est ajoutée à l'exposition naturelle et le risque correspondant peut être considéré comme négligeable même si l'on admet l'hypothèse d'une relation linéaire sans seuil aux faibles doses.

En ce qui concerne les expositions à long terme pour les générations futures, les impacts individuels restent négligeables pour l'ensemble des radioéléments concernés dans le cadre du fonctionnement normal qu'il s'agisse de l'impact des rejets de radioéléments de longue période ou de celui des stockages de déchets. Des doses individuelles significatives peuvent cependant être estimées dans le cadre de scénarios d'intrusion au niveau du stockage des déchets.

En termes d'impacts globaux à l'échelle de la planète, les doses collectives qui peuvent être estimées en prenant en compte la durée de vie des radioéléments et une projection probable de l'évolution de la population mondiale ne dépassent jamais quelques hommes-sieverts par génération et donc ne poseront a priori aucun problème significatif sur le plan de la santé publique.

L'industrie nucléaire est probablement la première activité industrielle à évaluer de façon systématique et permanente tous ses impacts potentiels sur la santé et l'environnement sur la base des connaissances disponibles à un moment donné. Il est indéniable que des incertitudes demeurent encore, en particulier en ce qui concerne l'évaluation des impacts à très long terme compte tenu des difficultés à maîtriser l'environnement et les conditions d'exposition des populations qui prévaudront. Cependant, cette situation ne peut en aucun cas constituer une excuse pour ne pas tenter d'évaluer les ordres de grandeur des conséquences attendues sur la base d'hypothèses réalistes et néanmoins prudentes.

Cette approche responsable permet d'identifier la contribution respective de chacune des sources potentielles de risque mais également de mettre en perspective les impacts du cycle électronucléaire avec les autres sources d'énergie. De ce point de vue, les études les plus récentes (notamment, le projet ExternE) montrent que les impacts sur la santé et l'environnement du cycle électronucléaire sont du même ordre de grandeur que ceux des énergies réputées les moins polluantes comme le gaz ou les énergies renouvelables.

# Stratégie des Etats-Unis pour le stockage à long terme de combustible nucléaire usé

Par Francis Young – Nuclear Regulatory Commission (NRC)



Washington : immeuble de la NRC

La stratégie des Etats-Unis pour le stockage à long terme de combustible nucléaire usé a évolué au cours des deux dernières décennies, en conséquence du débat national sur la valorisation ou l'élimination finale de combustible nucléaire usé. A l'époque de la mise en service des premières centrales, les Etats-Unis ont adopté une stratégie qui prévoyait le retraitement de leur combustible usé. Les piscines d'entreposage du combustible sur les sites des réacteurs étaient conçues selon l'hypothèse que le combustible déchargé serait refroidi pendant six mois, puis expédié hors du site pour retraitement. Cette hypothèse impliquait que les centrales ne devaient prévoir qu'une capacité limitée pour l'entreposage de combustible usé. Vers la fin des années 70, cette hypothèse a évolué. En raison d'inquiétudes relatives à la possibilité de prolifération nucléaire, les Etats-Unis ont

abandonné l'option de retraitement en faveur de l'évacuation du combustible usé vers un stockage à long terme dans une formation géologique profonde. Depuis, la stratégie a consisté à choisir un site et à développer un stockage national, et en même temps à assurer que le combustible usé pourrait être entreposé de façon sûre sur les sites des tranches nucléaires ou dans une installation d'entreposage central jusqu'à ce que le stockage national soit opérationnel. Toutefois, les exploitants ont commencé à accumuler du combustible nucléaire usé dans des quantités qui dépassaient celles du dimensionnement de leurs piscines d'entreposage. Malgré un nombre de mesures palliatives en vue d'augmenter la capacité, dans plusieurs tranches aux Etats-Unis, les limites des piscines de combustibles usés sont atteintes et il devient nécessaire de trouver des moyens d'entreposage de remplacement sur les sites.

Le rôle de la Commission Réglementaire Nucléaire des Etats-Unis (NRC) dans la réglementation des déchets nucléaires et du combustible nucléaire usé résulte de son pouvoir d'autorisation générale prévu dans la loi par l'*Atomic Energy Act* et l'*Energy Reorganization Act*. Selon la première loi, les responsabilités de la NRC comprennent la réglementation de l'entreposage et du stockage des déchets radioactifs contenant des sous-produits, des sources et des substances nucléaires particulières. La deuxième loi accorde à la NRC le pouvoir de réglementer et d'autoriser des installations du Département de l'Energie des Etats-Unis (DOE) destinées au stockage des déchets de haute activité résultant des activités autorisées par l'*Atomic Energy Act*. Les exigences d'origine pour l'évacuation de ces déchets étaient comprises dans l'*US Code of Federal Regulations* (équivalent américain du Journal officiel), *Title 10, Part 50 (10 CFR Part 50), Appendix F*. Les principales exigences régle-

mentaires actuelles relatives à l'évacuation des déchets de haute activité (dont le combustible nucléaire usé) sont prévues dans le *10 CFR Part 60*. Les exigences particulières de la Commission concernant le stockage indépendant de combustible nucléaire usé et de déchets de haute activité sont prévues dans le *10 CFR Part 72*.

Confrontés à la perte de la réserve d'entreposage correspondant à un cœur complet et à la lenteur dans la création d'un stockage définitif qui accepterait le combustible nucléaire usé, plusieurs exploitants se sont tournés vers l'entreposage à sec dans des emballages sur plusieurs sites. L'entreposage à sec dans des emballages est considéré comme le meilleur moyen d'entreposage compte tenu que la chaleur résiduelle du combustible nucléaire usé est évacuée de façon passive. Les dispositifs d'entreposage à sec sur site doivent être conformes aux dispositions du *10 CFR Part 72* relatives aux exigences de sûreté pour la criticité, la protection radiologique, l'évacuation de la chaleur et l'intégrité structurelle. Les règlements prévoient soit une autorisation générique, soit une autorisation spécifique pour le site en ce qui concerne les entreposages à sec. Selon les dispositions générales de l'autorisation, tout titulaire de réacteur de puissance *10 CFR Part 50* peut entreposer du combustible nucléaire usé sur le site de son réacteur à condition qu'il utilise un emballage agréé par la NRC et fournisse des évaluations écrites démontrant que le site peut se conformer aux conditions agréées par la NRC pour l'utilisation des emballages.

La loi cadre sur les déchets nucléaires (Nuclear Waste Policy Act) de 1982 a donné naissance au programme national actuel en vue de régler le problème de l'accumulation de combustible nucléaire usé provenant de réacteurs. La stratégie de la loi cadre pour l'évacuation de combustible nucléaire usé était d'utiliser un stockage géologique profond. Le Congrès des Etats-Unis a chargé le DOE du développement d'un moyen de stockage définitif pour le combustible nucléaire usé et autres déchets de haute activité dans un stockage géologique profond. Le stockage doit être créé et exploité par le DOE après autorisation de la NRC. Plusieurs programmes de stockage ont été initiés, mais ont échoué sur des difficultés pour être finalement aban-

donnés. La NRC a défini des critères techniques pour le stockage des déchets de haute activité dans des stockages profonds géologiques dans le *10 CFR part 60*, selon les exigences de la loi cadre. Les critères portent sur le choix du site, la conception et les performances d'un stockage géologique profond. Le *Part 60* s'applique à tout stockage géologique profond et a été mis au point, en partie, en vue d'établir la validité de différents milieux géologiques pour la réalisation de stockages.

La loi cadre a aussi donné naissance à un programme de stockage réversible contrôlé qui serait développé par le DOE et autorisé par la NRC. Un stockage réversible contrôlé est une installation hors du réacteur pour laquelle le DOE est le demandeur de l'autorisation. L'installation aurait servi à l'entreposage de combustible nucléaire usé et autres déchets de haute activité dans l'attente de leur transfert vers un stockage géologique profond. Un stockage réversible contrôlé doit se conformer aux mêmes exigences de sûreté que la réglementation de l'entreposage de combustible usé du *10 CFR part 72* de la NRC, comme tout entreposage de combustible usé indépendamment spécifiquement adapté à un site associé à un réacteur mais, selon les dispositions de la loi cadre, il doit également se conformer à certaines contraintes de choix de site, de quantité et de délai liées à la création d'un stockage. La loi cadre stipule aussi que l'évacuation de combustible nucléaire usé devrait commencer avant 1999. Jusque-là, les installations de production autorisées par la NRC demeurent responsables de l'entreposage du combustible nucléaire usé et des déchets de haute activité. Par ailleurs, selon la loi cadre, un Fonds de Déchets Nucléaires a été créé, rendant les exploitants redevables des frais d'entreposage et de stockage définitif. A ce jour, le Fonds, qui finance les activités de la NRC et du DOE liées aux programmes d'entreposage et de stockage de déchets de haute activité de la loi cadre, a amassé plusieurs milliards de dollars pour financer ces programmes.

En 1987, le Congrès a amendé la loi cadre et ordonné au DOE de poursuivre la caractérisation d'un seul site : Yucca Mountain, dans le Nevada. Auparavant, au moins trois sites différents devaient être caractérisés. On a cru que l'étude d'un seul lieu serait plus ren-

table. Les activités de caractérisation du DOE à Yucca Mountain\* ont abouti à des explorations à partir de la surface, à la réalisation de forages, à quelques expériences souterraines et, au cours de l'année dernière, à la construction d'un tunnel qui s'étendra sur environ 8 kilomètres sous Yucca Mountain. Actuellement, le DOE prévoit de soumettre une demande d'autorisation à la NRC en 2002.

Le congrès des Etats-Unis étudie actuellement une législation supplémentaire qui modifierait les programmes nationaux pour l'entreposage et le stockage définitif des déchets de haute activité. D'autres modifications des réglementations et des programmes seront peut-être nécessaires, si certaines dispositions prévues par le Congrès des Etats-Unis entrent en vigueur. Toutefois, l'avenir de cette législation est incertain. Le Gouvernement des Etats-Unis continuera à se concentrer sur la capacité de soutenir trois activités majeures concernant le combustible

nucléaire usé. Ces activités comprennent l'entreposage sur site, l'entreposage et le stockage définitif à long terme. Il est clair qu'avec un nombre croissant de centrales, en service et mises à l'arrêt définitif, et le stockage n'étant pas terminé, des moyens d'entreposage supplémentaires seront nécessaires et on s'attend maintenant à ce que la durée d'entreposage soit plus longue que prévue à l'origine.

En résumé, la stratégie des Etats-Unis pour la gestion à long terme du combustible nucléaire usé consiste à soutenir le développement d'un stockage géologique profond par le Département de l'Energie des Etats-Unis. Jusqu'à ce qu'un stockage soit disponible pour recevoir le combustible nucléaire usé, les systèmes d'entreposage à sec, utilisant des méthodes passives pour l'évacuation de la chaleur, seront utilisés sur les sites des tranches où une augmentation immédiate de capacité d'entreposage est nécessaire.



\* Site de Yucca Mountain (Nevada)

# Aval du cycle des assemblages irradiés issus des centrales nucléaires allemandes

Par le Dr. B. Bröcking – BMU\*  
et Dr. Werner Meester et Wolfgang Thomas – GRS\*\*

Trente-trois pour cent de l'électricité consommée en République Fédérale d'Allemagne est actuellement d'origine électronucléaire. Dix-neuf centrales nucléaires (13 tranches REP et 6 tranches REB) d'une puissance électrique d'environ 23 GW sont actuellement en service. Les quantités prévisionnelles d'assemblages irradiés sont récapitulées au tableau ci-après :

Assemblages irradiés	Quantité
Volume annuel	480 t
Volume cumulé fin 1996	6 960 t
Volume cumulé fin 2000	10 000 t
Volume cumulé fin 2010	14 800 t

## Bases juridiques

La base législative pour l'aval du cycle est la loi atomique. Le § 9a de cette loi stipule le devenir de ce que l'on appelle les « produits résiduels radioactifs ». Il s'agit des produits résiduels qui résultent de l'utilisation de l'énergie nucléaire. Les exploitants des installations nucléaires sont obligés de valoriser sans dommage ces produits résiduels radioactifs ou bien de les éliminer comme déchets radioactifs. Les deux options ont été mises sur le même plan en 1994, grâce à une révision de la loi atomique. Jusqu'à cette date, la valorisation sans dommage des assemblages irradiés par le biais du retraitement était prioritaire par rapport à leur élimination comme déchets radioactifs. Pour répondre à cette obligation ancrée dans la loi, les électriciens allemands ont conclu au cours des der-

nières années des contrats avec des entreprises de retraitement étrangères (COGEMA, BNFL) pour assurer le retraitement de leurs assemblages irradiés. Depuis 1994, les exploitants des centrales nucléaires ont la possibilité de considérer les assemblages irradiés comme déchets ou comme produits résiduels à recycler.

La loi atomique est concrétisée par l'ordonnance de radioprotection qui précise l'obligation de remettre [au Bund] les déchets radioactifs et qui impose au producteur des déchets l'obligation d'entreposer ces déchets radioactifs, en attendant la mise en service d'un site de stockage définitif. Cette ordonnance fixe également les seuils de la radioexposition du personnel d'exploitation et de la population.

Sont particulièrement importants à cet égard les « principes de la prévoyance de l'aval du cycle pour les centrales nucléaires » qui ont été décidés en commun par le niveau fédéral et les Länder en 1980 et qui concernent en premier lieu la gestion des assemblages irradiés. Au titre de ces principes, dès la procédure d'autorisation d'une centrale nucléaire, il faut administrer la preuve que le devenir sûr des assemblages irradiés sera assuré d'avance pour une période d'exploitation de 6 ans ; cette preuve doit être constamment remise à jour au cours de l'exploitation.

## Entreposage

Après leur déchargement du cœur, les assemblages irradiés sont tout d'abord entreposés pendant quelque temps dans la piscine de stockage de la centrale nucléaire pour permettre une décroissance suffisante du niveau de rayonnement et du dégagement thermique. Ensuite, ils peuvent être transportés

\* BMU : Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit – homologue de la DSIN

\*\* GRS : Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit – homologue de l'IPSN

soit à l'usine de retraitement soit à un site d'entreposage externe en vue de leur stockage direct définitif.

Les centrales nucléaires disposent d'une capacité globale d'entreposage d'environ 6 570 t, 280 t supplémentaires font l'objet d'une demande d'autorisation. Environ un tiers de cette capacité est déjà utilisé pour des assemblages irradiés et 25 % supplémentaires de cette capacité doivent rester libres pour recevoir un chargement du cœur. Le taux d'occupation varie fortement d'une centrale à une autre.

Il existe des entreposages externes à Gorleben et à Ahaus. Ils sont basés sur le concept du stockage à sec développé en Allemagne qui consiste à conserver les assemblages irradiés dans des châteaux d'entreposage refroidis à l'air (par exemple du type Castor). La protection vis-à-vis des agressions externes (par exemple séisme, onde de pression et chute d'avion) repose sur les châteaux. Les deux entreposages en question ont une capacité disponible de 5 300 t (total).

L'entreposage sous eau à Greifswald, d'une capacité de 560 t, devra être remplacé par un entreposage à sec de capacité comparable.



Gorleben : site d'entreposage des assemblages irradiés

### Retraitement

Le retraitement des assemblages irradiés allemands est assuré par des contrats conclus avec COGEMA et BNFL. La France a reçu jusqu'à fin 1996 environ 4 200 t et la Grande-Bretagne environ 470 t. Environ 3 000 t ont déjà été retraités en France. Les contrats stipulent que les déchets radioactifs issus du retraitement seront retournés en Allemagne.

Le plutonium récupéré par le retraitement est utilisé en Allemagne sous forme de MOX

dans des réacteurs à eau ordinaire. Douze tranches nucléaires allemandes disposent actuellement d'une autorisation pour l'utilisation du MOX. Cinq tranches supplémentaires ont demandé l'autorisation de l'utilisation du MOX. Jusqu'à fin 1996, plus de 470 assemblages MOX ont déjà été utilisés dans des réacteurs de puissance. Cela correspond à une quantité d'environ 190 t de métaux lourds.

### Concept du stockage définitif direct

Le concept allemand du stockage définitif direct prévoit de conditionner les crayons combustibles dans des conteneurs étanches et de les stocker dans une formation de sel. Dans ce but a été développé le type de conteneur POLLUX qui peut recevoir jusqu'à 8 assemblages combustibles du type REP. En état chargé il pèse 64 tonnes. Le démantèlement et le conditionnement des assemblages combustibles se font dans une large mesure de façon automatique dans des cellules chaudes blindées. La démonstration de cette technologie sera assurée par une installation de conditionnement pilote (PKA) actuellement en cours de construction à Gorleben.

### Stockage définitif

Les assemblages conditionnés et les déchets de haute activité vitrifiés issus du retraitement seront stockés à terme dans la mine de sel de Gorleben. Il est prévu de terminer l'exploration du gisement de sel avant l'an 2005.

### Résumé

La législation allemande prévoit 2 options pour la gestion des assemblages combustibles irradiés : (1) le retraitement à l'étranger suivi d'un recyclage notamment le recyclage du plutonium issu du retraitement et (2) le stockage final direct sans retraitement. S'agissant du retraitement, il existe des contrats de longue durée avec COGEMA et BNFL. Avant le stockage définitif des assemblages irradiés dans la mine de sel de Gorleben, ces assemblages doivent être entreposés pendant plusieurs décennies. Les sites d'entreposage de Gorleben et de Ahaus disposent d'une capacité suffisante pour cette option.

## Points de vue extérieurs

### Le cycle du combustible

Par Raimond Castaing, membre de l'Académie des Sciences, professeur émérite à l'Université de Paris Sud

Parmi les problèmes que soulève le recours à l'énergie nucléaire, celui de la fin du cycle n'est pas le moindre. Que faire des combustibles nucléaires irradiés ? Tous les intermédiaires sont envisageables à cet égard entre deux stratégies extrêmes :

a – l'enfouissement direct et définitif des combustibles usés en stockage géologique profond ; confiance est faite aux calculs de rétention à long terme par le milieu de stockage des radionucléides ainsi enfouis pour limiter à des valeurs « sûres » le risque réel, ou « résiduel » auquel seront exposés de ce fait nos lointains descendants ; c'est la stratégie du « cycle ouvert » ;

b – la transformation la plus complète possible, à des échéances de quelques décennies, en corps non radioactifs des radionucléides à vie longue qui y sont contenus. On vise ainsi à s'affranchir, en réduisant très largement le risque potentiel à long terme des radionucléides enfouis, du problème que posent d'une part les incertitudes sur la pérennité de leur rétention par le milieu de stockage, d'autre part les risques d'intrusion humaine, involontaire ou délibérée. Une telle entreprise doit garder à l'esprit que de nouvelles sources d'énergie, non polluantes et économiquement accessibles, pourront être appelées à prendre le relais, dans un avenir plus ou moins éloigné, de l'électronucléaire actuel. Elle doit donc se donner pour objectif de satisfaire à deux conditions : (1) la radiotoxicité potentielle des déchets à vie longue produits annuellement par les réacteurs et mis en stockage définitif au titre de « déchets ultimes » doit être réduite dans la plus large mesure possible ; (2) lors de l'abandon total ou partiel du nucléaire, une réduction du même ordre doit pouvoir être appliquée

dans un délai raisonnablement court aux radionucléides à vie longue présents dans l'inventaire du parc. Notons à cet égard que l'abandon « immédiat » du nucléaire satisferrait manifestement à la condition (1), mais n'apporterait en lui-même aucune réponse à la deuxième.

Une stratégie d'attente, fondée sur l'entreposage de longue durée ou le « stockage réversible » des combustibles usés, permettrait bien sûr de repousser la solution du problème en confiant à nos descendants le soin de fermer un cycle que nous aurions laissé « temporairement » ouvert. Elle pourrait aussi s'appliquer à certains des radionucléides extraits lors d'un retraitement plus ou moins poussé. De telles stratégies supposent que nous soyons en mesure de proposer, pour cette « fermeture du cycle » différée à plus ou moins long terme, des solutions mettant en œuvre des technologies dès à présent définies, dussent-elles paraître obsolètes à ceux à qui nous laisserions le soin de les mettre en œuvre.

C'est dans ce contexte que la loi de décembre 1991 demande dans son Axe 1 que soient explorées et évaluées les possibilités industrielles de séparation et de transmutation de ces radionucléides à vie longue, et fixe une échéance d'examen en 2006, dont on peut regretter qu'elle soit aussi proche.

• **S'agissant tout d'abord de la séparation des radionucléides à vie longue**, il apparaît déjà acquis que des aménagements du procédé Purex permettraient d'adjoindre à la séparation de l'uranium et du plutonium, pratiquée industriellement à La Hague, celle du neptunium présent dans les combustibles usés ; à noter cependant que du neptunium et du plutonium seraient à long terme produits dans les déchets subsistants, par décroissance de l'américium et du curium.

Le programme ACTINEX – Séparation du CEA se fixe pour objectif de démontrer pour 2005

la faisabilité technique d'une séparation des actinides mineurs (Am, Cm) et de certains produits de fission (PF) à vie longue des solutions actuellement soumises à la vitrification. S'agissant des actinides mineurs, deux procédés sont en cours d'étude : DIAMEX comporte trois étapes : a) séparation de l'ensemble Am-Cm-lanthanides, b) séparation de l'ensemble Am-Cm des lanthanides, c) séparation de Am et Cm. Seule l'étape (a) semble d'ores et déjà réglée. Le procédé SESAME viserait pour sa part à séparer sélectivement l'américium, soit directement de l'ensemble des PF, soit à l'issue des étapes (a) ou (b) de DIAMEX. Une autre stratégie consisterait à séparer par voie sèche (pyrochimie – pyrométallurgie) l'ensemble des actinides mineurs des calcinats de produits de fission ; elle ne fait guère l'objet pour l'instant au CEA que d'une veille scientifique.

Alors que les actinides sont responsables de la quasi-totalité du risque potentiel à long terme des combustibles usés, certains produits de fission à vie longue peuvent dominer le risque réel, du fait de leur grande mobilité dans les roches d'un stockage profond ; la séparation des plus importants d'entre eux, suivie, sinon d'une transmutation, tout au moins d'un conditionnement dans une matrice hautement résistante à la lixiviation, serait donc très souhaitable. Quelques études sont menées au CEA dans ce sens.

Notons pour conclure que la seule séparation des radionucléides à vie longue représenterait un progrès, au regard de la radiotoxicité à long terme d'un stockage définitif, sur le retraitement tel qu'il est aujourd'hui pratiqué. Une stratégie fondée sur leur conditionnement dans des matrices spécifiques pourrait constituer une voie de repli, au moins momentanée, pour des radionucléides dont la transmutation à court terme poserait des problèmes techniques trop ardu.

- Quelles stratégies peut-on envisager pour la **destruction des radionucléides à vie longue** ? Parmi eux, c'est le plutonium qui pose le problème le plus urgent. A sa radiotoxicité à long terme s'ajoute en effet le risque de détournement que soulèverait son

accumulation « sur étagère » (notons toutefois que ce risque serait atténué par un entreposage de quelques décennies des combustibles irradiés, qui faciliterait d'ailleurs leur retraitement ultérieur du fait de la réduction d'activité des produits de fission mais entraînerait la dégradation isotopique du plutonium et un accroissement de la teneur en américium). A défaut de RNR dont le développement industriel n'est pas envisagé avant le milieu du siècle prochain, un multirecyclage du seul plutonium dans des réacteurs à eau légère du type actuel permettrait de stabiliser son inventaire dans l'ensemble du parc à une valeur de l'ordre de sa valeur actuelle (100 à 300 t selon les scénarios proposés), au prix cependant d'une production fortement accrue d'actinides mineurs, Am et surtout Cm. L'abaissement de la radiotoxicité potentielle à long terme du stockage définitif se limiterait, si ces actinides mineurs produits par l'incinération du plutonium étaient directement mis aux déchets, à un simple facteur 3 à 5 (au lieu du facteur 30 qu'aurait permis l'évacuation du plutonium par un coup de baguette magique !).

Parmi ces actinides mineurs, le plus importants est l'américium, responsable de 80 % environ de leur radiotoxicité potentielle à long terme. Des « cycles à l'équilibre » stabilisant par multirecyclage l'inventaire du parc en Pu, Np et Am ont été proposés. L'inconvénient majeur est une production importante de curium, dont l'émission neutronique poserait des problèmes redoutables pour la fabrication des cibles ; il a été proposé de l'entreposer une centaine d'années pour le laisser se transformer en quasi-totalité en Pu qui serait réintroduit dans le cycle ; le curium subsistant, essentiellement du curium 245, serait recyclé avec l'américium. Tout cela n'aurait guère de sens que dans la perspective d'une poursuite sur plusieurs siècles du nucléaire actuel.

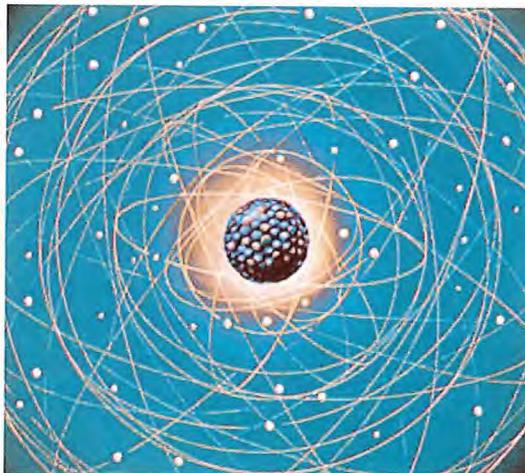
Un entreposage de ces actinides mineurs aurait l'avantage de permettre, soit leur conditionnement séparé dans des matrices spécifiques qui pourraient offrir de meilleures perspectives que les verres pour la limitation du risque réel à long terme qui leur serait associé en cas d'enfouissement définitif, soit une reprise ultérieure dans des

incinérateurs hautement performants. De tels incinérateurs spécialisés, brûlant des combustibles constitués essentiellement d'actinides, devraient de préférence utiliser des neutrons rapides pour lesquels le rapport fission-capture est nettement meilleur que celui que l'on peut attendre des neutrons thermiques ; dans cette optique, le CEA étudie dans son programme CAPRA les possibilités de combustibles très chargés en Pu, voire totalement dépourvus d'uranium.

L'utilisation de tels combustibles dans un RNR critique du type Superphénix risque toutefois de poser des problèmes de sûreté et de pilotage du réacteur que l'on pourrait chercher à éviter par la mise en place de réacteurs hybrides assistés par accélérateur ; ces derniers offriraient par ailleurs une meilleure disponibilité de neutrons, éventuellement utilisables pour la transmutation de certains PF à vie longue. Resterait le problème du curium, pour lequel un multirecyclage assorti de très longs entreposages n'apparaît pas comme une solution très pratique. Une stra-

tégie a été envisagée, qui consisterait à n'opérer qu'un unique recyclage de l'américium, prolongé pendant une durée suffisamment longue (quelques décennies, ce qui poserait des problèmes de tenue des gaines) pour le détruire par fission cumulée, ainsi que ses « descendants », à 95 % ; le résidu de l'incinération pourrait alors être mis directement aux déchets ; le curium produit dans le reste du parc pourrait lui être adjoint dès qu'un refroidissement suffisant lui permettrait d'être incorporé dans les cibles. Tout cela suppose bien sûr que le combustible du réacteur ne produise pas plus d'américium qu'il n'en est détruit dans les cibles ; un cœur au thorium serait à cet égard préférable.

C'est dans ce contexte général que l'étude de systèmes hybrides assistés par accélérateur, parmi lesquels le projet le plus élaboré en Europe est celui qu'a proposé Carlo Rubbia au CERN, a été lancée en commun par le CEA, le CNRS et EDF dans le cadre du groupement de recherche GEDEON.



## Un monstre fascinant

Par Édouard Launet, journaliste – Libération

Le système industriel que l'on appelle « cycle du combustible » est un objet fascinant. Car c'est sans doute une sorte d'apogée du colbertisme français, un sommet de la politique industrielle. Et, pour tout dire, une cathédrale bien encombrante aujourd'hui, à une époque qui ne goûte plus guère ce style gothique.

Le développement de cette filière aussi ambitieuse que coûteuse s'est fait, il est vrai, dans un environnement très singulier. Le « cycle du combustible » est né dans le sillage de l'atome militaire, et s'est fortifié sous le choc des crises pétrolières : la défense et l'énergie, deux grands chantiers de l'indépendance nationale. Il est l'œuvre de brillants ingénieurs, formés au moule militaro-scientifique de Polytechnique.

Toute à son projet, cette élite républicaine s'est largement affranchie du contrôle démocratique et des lois du marché. Le temps de l'atome n'est pas celui de la politique et de l'économie. Il fallait voir loin et grand, sans se laisser distraire par les aléas de la conjoncture.

Le problème, c'est qu'au moment précis où cette grande machine atteint son régime maximum, de La Hague à Marcoule, le contexte se trouve avoir radicalement changé. L'Etat centralisateur et colbertiste cède la place à un Etat libéral et décentralisé. L'accent est mis sur la transparence, le marché, le court terme. La locomotive nucléaire déboule à pleine vitesse dans un pays étranger. L'exploit technique menace de se muer en catastrophe. Et l'heure semble proche où il va falloir solder les comptes d'une aventure mal balisée.

C'est sur le terrain économique que les premiers dégâts apparaissent. L'ascension du gaz et la libéralisation des marchés de l'énergie font vaciller l'édifice nucléaire, comme le soulignent les « coûts de référence » récemment publiés par le ministère de l'Industrie. L'industrie du retraitement/recyclage tend à devenir une coûteuse machine à concentrer les déchets radioactifs à vie longue et à différer les échéances. La facture de l'aval du « cycle nucléaire » – démantèlement, enfouissement – commence à se préciser, sans que l'on sache trop qui va la payer ni comment. Quant au terme de « cycle » lui-même, il ne fait plus guère illusion.

Tandis que l'étoile du corps des Mines pâlit, celle de la Cour des Comptes se met à briller de mille feux. Et, pour les sages de la rue Cambon, le grand chantier du « cycle » apparaît sans doute comme un site archéologique majeur. Que de trouvailles surprenantes ! Pour justifier de son existence (ou à tout le moins adoucir la rigueur d'un grand inventaire), l'industrie du « cycle » ne peut guère compter sur un nouveau choc pétrolier, peu probable à moyen terme. Il lui reste l'espoir d'une nouvelle mission : le recyclage des matières fissiles issues des anciens arsenaux nucléaires. Situation cocasse : pour survivre, le fils n'aurait d'autre choix que de manger la mère.

Cette image éclaire un autre aspect fascinant du « cycle » : cette industrie a quasiment la constitution d'un organisme biologique, programmé pour survivre envers et contre tout. Et l'on en vient à se poser cette question : la cohorte de médecins qui veillent au chevet de cet être fabuleux sont-ils là pour l'empêcher de nuire à autrui, ou au contraire pour empêcher les autres d'attenter à son existence ?

## La fin de la chaîne du combustible nucléaire en France : économiser le coût du retraitement

Par Jean-Pierre Morichaud, ingénieur physico-chimiste, secrétaire du Forum Plutonium

Parmi les moyens de fabriquer de l'électricité, l'énergie nucléaire est celui qui produit la plus grande quantité de déchets toxiques et pour les durées les plus longues. En effet, le charbon, le pétrole, le bois et le gaz se transforment, ou bien en cendres, ou en gaz carbonique, ou en pluies acides par combustion avec l'air. Le vent, les rayons du soleil et les mouvements de l'eau ne produisent pas de déchets. Contrairement au vocable utilisé par l'industrie nucléaire, il n'y a pas « **combustion** » de l'uranium resté trois ans dans un réacteur, mais transmutation à volume constant des atomes d'uranium en actinides plus lourds et plus radiotoxiques pour des siècles ou leur fission en atomes plus légers, puissants émetteurs gamma. De même, « **l'incinération des actinides** » suggère qu'après il ne reste rien, car le feu nettoie tout. Or, après l'incinération des actinides, il reste des produits de fission absolument classiques, les mêmes que ceux qui sortent d'un réacteur. EDF voudrait pourtant faire passer le nucléaire pour une **source d'énergie propre** parce qu'elle ne produit pas de gaz carbonique !

Forte de ses 56 réacteurs propres lui apportant 1 200 tonnes de combustible irradié par an, EDF a confié ce fardeau aux bons soins de la COGEMA depuis les années 80. Les électriciens allemands, belges, suisses, hollandais et japonais ont trouvé très pratique d'en faire autant. Les piscines de La Hague sont aujourd'hui bien remplies de combustible « **en attente de retraitement** ». Le concept de retraitement, proposé par la COGEMA, a été bien accepté par EDF et les clients étrangers, même si la facture est plutôt salée. Ce traitement chimique du combustible usé (on dit aujourd'hui « irradié ») conduit à la restitution au client de trois lots de matières radioactives dont il ne sait que faire : de l'uranium non transmuté, du plutonium et des déchets (actinides et produits de fission).

Le plus gros lot est constitué de la part d'uranium non transmuté (95 %), considéré comme une source d'énergie à remployer. C'est ce lot qui pourrait justifier le terme de « cycle » du combustible cher aux industriels du retraitement. Mais l'exploitant des centrales ne trouve pas de moyen rentable pour réenrichir cet **uranium dit « de retraitement »** (UR) ; aussi reste-t-il en stock, dans l'attente d'une remontée du cours de l'uranium minéral, ou bien d'une méthode d'enrichissement plus efficace que la centrifugation (la diffusion gazeuse ne supporte pas les impuretés de l'UR). Depuis plusieurs années, le prototype français d'enrichissement de l'uranium par laser attend les crédits nécessaires pour devenir un outil industriel.

Suite aux accords de réduction des stocks d'armes nucléaires, le **plutonium militaire** devient envahissant et pose un problème majeur de risque accru de prolifération. Le plutonium, produit miracle, est devenu un déchet encombrant et il n'est nul besoin de poursuivre l'extraction du plutonium à des fins militaires. Par ailleurs, la **filière des sur-générateurs** s'est avérée un échec technique par sa trop grande complexité.

Alors, pour poursuivre malgré tout l'extraction du plutonium, on a inventé le **MOX**. Mais celui-ci est un échec économique car il coûte finalement plus cher que le combustible classique, l'uranium ayant conservé un prix plutôt bas (1). Pire, le MOX porte en lui-même la condamnation du « retraitement » car le MOX usé est moins intéressant à retraiter que le combustible classique.

Alors, toutes ces usines dites de retraitement dont on sait qu'elles sont les plus polluantes du cycle du combustible, aussi bien pour les hommes qui y travaillent que pour l'environnement, ne seraient là que pour retraiter une seule fois le combustible. Quel investissement inutile !

Il est grand temps de comprendre que les conditions du monde ont changé et que le nucléaire militaire ne peut plus tirer le nucléaire civil au nom de l'intérêt de la nation.

Au lieu de cela, la COGEMA, société d'Etat, passe des **contrats juteux de fournitures de MOX** avec les électriciens allemands et japonais sans en informer son ministère de tutelle, l'Industrie. De même, EDF sans attendre les choix du Gouvernement sur « l'aval du cycle du combustible », ouvre des

**enquêtes publiques sur l'utilisation du MOX** dans 28 de ses réacteurs au lieu des 16 autorisés à ce jour.

Au cas où les intérêts commerciaux de la COGEMA ne seraient pas le seul critère de choix dans la gestion du combustible utilisé par EDF, on doit se demander si le recyclage est bien nécessaire. Selon la COGEMA le retraitement conduit à 1,1 m<sup>3</sup> de Déchets de haute activité (DHA) par tonne d'uranium retraité, au lieu de 1,5 m<sup>3</sup> de combustible conditionné en l'état (2). Ce gain de volume suffit-il pour justifier les coûts économique et écologique du procédé Purex, ceux de la vitrification et de l'enfouissement de « verres » à 800 mètres sous terre ? D'autant que certaines études montrent que le combustible utilisé serait une **matrice de confinement** des actinides et des produits de fission au moins aussi efficace que les verres (3). Sans compter qu'il serait probablement un meilleur conducteur de calories à évacuer. Et n'oublions pas les tonnages de Déchets de faible activité (DFA) (4), les produits du démantèlement futur... et les pollutions de proximité, induits par les activités de retraitement.

Les 1 200 tonnes de combustible usées par an dans les 56 réacteurs d'EDF représentent un volume brut de 120 m<sup>3</sup>. Si on utilise les techniques de cisailage mises au point pour le retraitement, on peut supposer un foisonnement de 2 au plus (vu la densité du matériau), ce qui ferait un volume à stocker annuellement voisin de 250 m<sup>3</sup> (seulement 5 x 5 x 10 m), au lieu des 1 320 m<sup>3</sup> annoncés par la COGEMA (2). Pour peu qu'EDF revienne, par simple souci de rentabilité économique, à un juste équilibre entre le nucléaire et les autres moyens modernes de production d'électricité, un volume de **stockage en surface** égal à celui du CEDRA proposé en 1997 à Cadarache (5) devrait suffire au moins pour

les cinq prochaines décennies. L'expérience suédoise dans ce domaine, évoquée par l'OPEST le 15 avril, devrait être précieuse.

**La planète se trouverait ainsi libérée de la contamination et des risques de prolifération par le plutonium et le MOX, dont le pdg et le directeur du retraitement à COGEMA porteront sinon, une grosse part de responsabilité devant les générations à venir.**

Une autre condition à cette révision de l'aval de la chaîne du combustible est aussi qu'un équilibre soit retrouvé dans la répartition de **crédits publics en Recherche et Développement** sur l'énergie. De 81 % en 1990, la part du nucléaire est passée à 91 % en 1995. Depuis 1990, l'Etat a consacré environ 23,9 milliards de francs aux recherches sur le nucléaire (22 pour la fission, 1,9 pour la fusion) et 3,6 milliards seulement, pour les autres formes d'énergie (tableau ci-dessous). Avec un stockage contrôlé du combustible utilisé en surface, les recherches actuelles du CEA sur le retraitement et ses produits, ainsi que le creusement par l'ANDRA et le BRGM de « laboratoires » souterrains d'étude sur l'enfouissement, pourraient être évitées. Les crédits ainsi libérés seraient disponibles pour des études sur les économies d'énergie, les énergies renouvelables et sur le matériel de cogénération et celui de la filière gaz où la France a pris un retard considérable par rapport aux pays européens moins nucléarisés. Mais tout cela suppose une volonté politique qu'aucun Gouvernement en France n'a eue jusqu'à ce jour.

(1) Le journal « Libération » du 9 avril 1997 (E. Launet)  
 (2) Clefs-CEA n° 34 « La radioactivité et les déchets nucléaires » Arsène Saas (1997)  
 (3) W. Lutze et E. C. Ewing « Radioactive waste forms for the future » North Holland, Amsterdam (1988)  
 (4) « COGEMA-La Hague : les techniques de production de déchets » F. Homberg, M. Pavageau, M. Schneider, Wise-Paris (déc. 1994)  
 (5) Contrôle n° 115, page 51 (fév. 1997)

**Evolution des crédits publics de Recherche et Développement en France dans le domaine de l'énergie (en millions de francs)**

	1990	% du total	1993	% du total	1995	% du total
Economies d'énergie	295	9 %	64	2 %	47	1 %
Pétrole et gaz naturel	216	7 %	174	6 %	189	6 %
Charbon	29	1 %	29	1 %	33	1 %
Energies renouvelables	75	2 %	29	1 %	30	1 %
Energie nucléaire de fission	2281	73 %	2240	83 %	2856	85 %
Energie nucléaire de fusion	238	8 %	192	7 %	207	6 %
<b>Total</b>	<b>3134</b>		<b>2728</b>		<b>3362</b>	

Source OCDE/ADEME, document « Energy policy in countries » (édition 94 et 95)

# « CONTROLE »

LA REVUE DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE »

## BULLETIN D'ABONNEMENT\*

A renvoyer à : DSIN – 99, rue de Grenelle – 75353 Paris 07 SP – Fax 33 (0) 1 43.19.23.31

NOM .....

Prénom .....

Société ou organisme .....

Division ou service .....

Fonction .....

Adresse Professionnelle  ou Personnelle  *Cocher la case correspondante*

Code postal ..... Ville ..... Pays .....

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

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

Oui  Non

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

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

\* Abonnement gratuit.

**CONTRÔLE**, la revue de l'Autorité de sûreté nucléaire,  
est publiée par le ministère de l'industrie, de la poste et des télécommunications  
101, rue de Grenelle, 75353 Paris 07 SP. Diffusion : Tél. 33 (0) 1 43.19.32.16

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

Rédacteur en chef : Anne-Marie L'HOSTIS

Assistante de rédaction : Christine MARTIN

Coordination du dossier : Hervé MIGNON et Dominique LAGARDE

Photos : EDF (H. Cazin, C. Cieutat, C. Pauquet), FOTOGRAF STONE (D. Chambers), GAMMA (E. Sander), HSK,  
IMAGE BANK (Sterling Fx), IPSN, J. RABOUHAMS

ISSN : 1254-8146

Commission paritaire : 1294 AD

Imprimerie : Louis-Jean, BP 87, GAP Cedex

# LE MAGAZINE TÉLÉMATIQUE MAGNUC



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

**En France : 36 14**

**A l'étranger : 33 8 36 43 14 14**

**Code : MAGNUC**