

CONTROLÉ

LA REVUE
DE L'AUTORITÉ
DE SÛRETÉ
NUCLÉAIRE
N°116
AVRIL 97



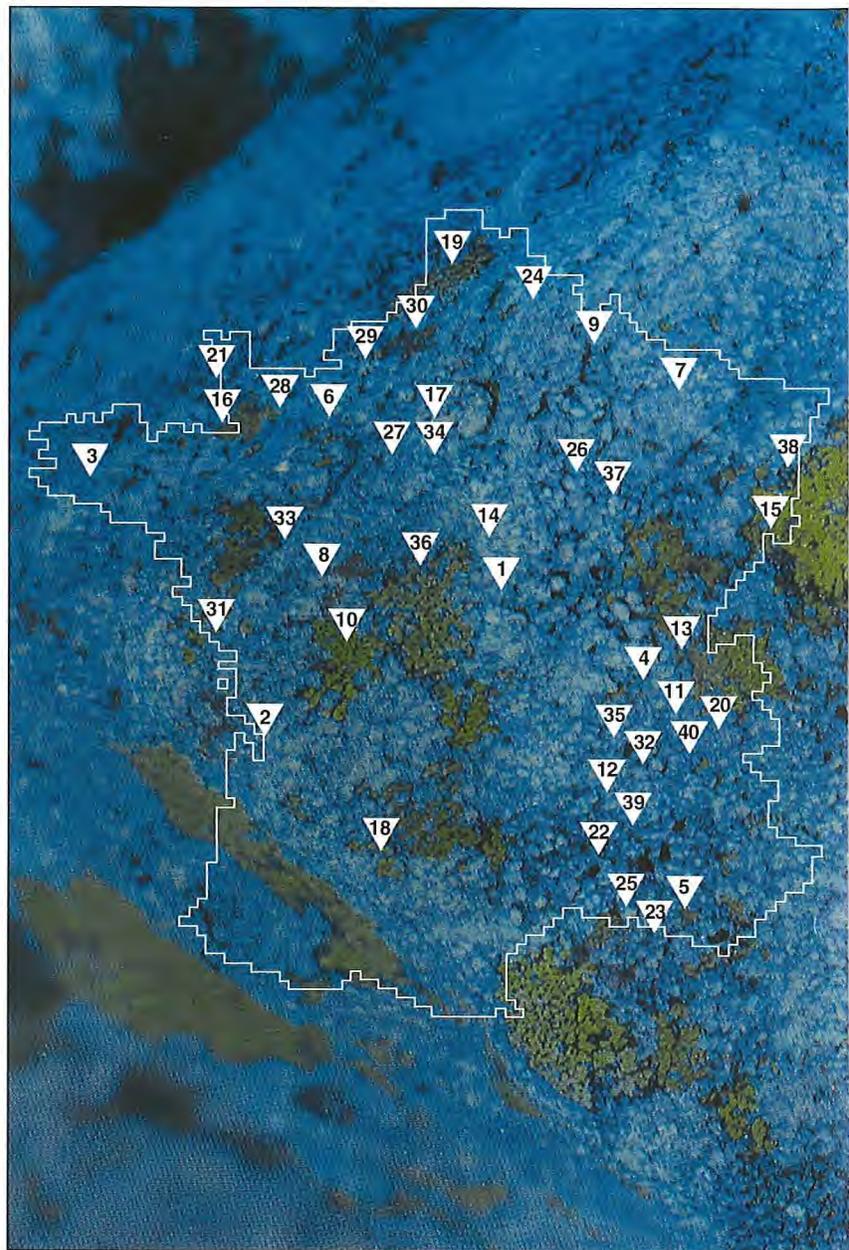
**Dossier : La sûreté
du cycle du combustible 1^{re} partie**



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

Le présent numéro 116 de la revue *Contrôle* comporte la première partie du dossier double sur la sûreté du cycle du combustible nucléaire qui était annoncé pour les numéros 116 et 117. Comme d'habitude, le dossier présente les positions d'un certain nombre d'acteurs, dont l'Autorité de sûreté nucléaire, et des points de vue extérieurs.

Le prochain numéro de *Contrôle* comportera la seconde partie de ce dossier double. Je confirme que le dossier du 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^{es} Assises Nationales des Déchets organisées à La Baule les 16 et 17 septembre 1997. Au delà, l'avenir est ouvert, et le choix du thème des dossiers encore à faire...

André-Claude Lacoste
 Directeur de la sûreté
 des installations nucléaires



Sommaire

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





Paluel

Les installations

Au cours des mois de janvier et février, 20 événements ont été classés au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES, dont 16 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, 91 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.

Anomalies génériques

Réacteurs à eau sous pression – Anomalies génériques sur les vannes d'isolement de l'enceinte

Le 12 octobre 1996, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant de Saint-Laurent B a découvert une anomalie sur plusieurs vannes d'isolement de l'enceinte de confinement.

L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton qui constitue la troisième des trois barrières existant entre les produits radioactifs contenus dans le cœur du réacteur et l'environnement (la première barrière est la gaine du combustible, la deuxième est le circuit primaire). Elle est destinée, en cas d'accident, à éviter le transfert dans l'environnement des produits radioactifs qui seraient libérés lors d'une rupture du circuit primaire. De nombreuses canalisations traversent cette enceinte. Des vannes, situées de part et d'autre de la paroi de béton, permettent d'obturer chacune de ces canalisations lorsque les spécifications techniques, les procédures de conduite ou la situation exigent l'étanchéité de l'enceinte. Lorsque le réacteur est en fonctionnement, la plupart de ces vannes d'isolement doivent être fermées.

La réalisation d'un essai périodique a mis en évidence que 3 vannes manuelles situées à l'intérieur de l'enceinte de confinement sur les tuyauteries d'instrumentation de 6 mm de diamètre traversant cette enceinte étaient ouvertes.

Les incohérences de procédures à l'origine de cette anomalie étant potentiellement génériques, l'exploitant de Saint-Laurent B a transmis

l'information à l'ensemble des sites. Après analyse, la même anomalie a été détectée sur 19 autres réacteurs.

Sur les sites 1300 et 1450 MWe, ce sont les vannes situées à l'intérieur et à l'extérieur de l'enceinte qui ont été trouvées simultanément ouvertes. Un incident similaire est survenu le 21 novembre 1996 sur le réacteur de Borssele en Hollande : les vannes situées à l'intérieur et à l'extérieur de l'enceinte de confinement, sur une tuyauterie de 15 cm de diamètre, ont été trouvées ouvertes. Cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES. Contrairement à celui-ci, les incidents constatés sur les réacteurs français ne conduisaient pas à une perte du confinement. En effet, les tuyauteries d'instrumentation, d'un diamètre d'environ 1/2 cm,

aboutissent à un capteur de pression, situé à l'extérieur de l'enceinte, dont l'étanchéité est périodiquement vérifiée.

Dès la découverte de ces anomalies, les exploitants ont immédiatement pris les mesures correctives permettant de restaurer l'intégrité de l'enceinte de confinement.

Par ailleurs, il faut noter qu'au cours de l'année 1996 des erreurs humaines ou des défauts dans l'organisation de la qualité ont conduit à une dizaine d'anomalies similaires sur d'autres vannes d'isolement de l'enceinte de confinement. Elles font souvent suite à des interventions de maintenance sur ces vannes.

La DSIN a demandé à EDF de déterminer les causes précises de ces inci-

Réacteurs concernés par les anomalies des vannes des tuyauteries d'instrumentation :

Réacteurs	Date	Origine
Saint-Laurent B 1 et 2	12.10.1996	Incohérence de procédures
Tricastin 2	19.10.1996	
Cattenom 1	21.10.1996	
Paluel 1, 2, 3 et 4	07.11.1996	
Cruas 1, 2, 3 et 4	09.11.1996	
Bugey 2 et 4	26.11.1996	
Belleville 2	19.12.1996	
Chooz B1	07.01.1997	
Gravelines 4, 5 et 6	17.01.1997	
Cruas 1	18.01.1997	

Réacteurs concernés par des anomalies similaires en 1996 :

Réacteurs	Date	Origine
Bugey 4	05.05.1996	Confusion de matériel
Saint-Alban 2	03.11.1996	Erreur de consignation
Tricastin 4	04.11.1996	Non-respect de procédure
Belleville 1	19.11.1996	Erreur humaine
Saint-Alban 2	20.11.1996	Défaut d'organisation qualité
Saint-Laurent B1	20.11.1996	Confusion de matériel
Gravelines 5	26.11.1996	Défaut d'organisation qualité

dents et de définir des mesures préventives. Elle a également demandé un contrôle de la position des vannes lors de chaque arrêt de réacteur, en préalable à la montée en puissance des réacteurs.

Ces incidents n'ont pas eu de conséquence sur la sûreté, l'intégrité des deux premières barrières ayant été à tout moment préservée. Néanmoins, en raison de la dégradation d'une fonction de sûreté, ces anomalies génériques sont classées au **niveau 1** de l'échelle INES.

1

Belleville
(Cher)

► Centrale EDF

Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 8 janvier : alors que le réacteur était en cours de redémarrage, les conditions dans lesquelles ont été engagées les opérations de requalification de l'ébulliomètre ont entraîné une indisponibilité cumulée de dispositifs de sûreté prohibée par les spécifications techniques d'exploitation.

L'ébulliomètre est destiné, en situation accidentelle, à mesurer le niveau d'eau dans la cuve du réacteur et l'écart entre la température de cette eau et la température d'ébullition à la pression considérée.

Le bon fonctionnement de ce système doit être vérifié après chaque arrêt du réacteur. L'inhibition de certains matériels pendant les opérations de vérification impose que dans le même temps aucun autre matériel ne soit indisponible.

Cette contrainte n'a pas été respectée : la vérification a été effectuée alors qu'une bêche du circuit d'appoint en eau borée du circuit primaire était indisponible.

En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation et compte tenu qu'un incident similaire s'était déjà produit sur cette installation le 8 novembre 1996, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Un **incident** est survenu le 11 janvier : alors que le réacteur était en cours du redémarrage, l'exploitant

a procédé à une dilution non contrôlée de l'eau borée de la bêche du réacteur (bêche PTR).

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 contiennent des matériaux absorbant les neutrons.

La bêche d'eau borée du réacteur (bêche PTR) contient de l'eau fortement concentrée en bore et sert notamment de réserve pour injecter du bore dans le circuit primaire en cas de situation accidentelle.

Afin d'amorcer la réaction nucléaire, l'exploitant injecte de l'eau dans le circuit primaire pour abaisser la concentration en bore. Une liaison entre le circuit d'eau et la bêche PTR n'étant pas complètement isolée, la concentration en bore de cette bêche a été abaissée jusqu'à un niveau inférieur à la valeur requise par les spécifications techniques d'exploitation.

En raison du non-respect des spécifications techniques et compte tenu qu'un incident similaire s'est déjà produit sur le site le 28 décembre 1996, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

2

Blayais
(Gironde)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 30 janvier, relative au confinement statique et dynamique, a eu principalement pour objet d'examiner les événements importants pour la sûreté ayant affecté les systèmes « isolement enceinte » ETY, DVK, DVN et DVW, ainsi que les contrôles et essais périodiques prévus sur ces systèmes par le chapitre IX des règles générales d'exploitation.

L'**inspection** du 27 février a eu pour objet d'examiner le rôle et l'organisation de la Mission sûreté qualité (MSQ) du site.

Réacteur 2

L'**inspection** du 27 février a eu pour objet d'examiner le programme d'arrêt pour rechargement du réacteur.

Réacteurs 3 et 4

L'**inspection** du 28 janvier avait pour but d'évaluer l'état des systèmes d'injection de sécurité et d'aspersion de sécurité de l'enceinte, ainsi que l'organisation mise en place pour leur maintenance.

4

Bugey
(Ain)

► Centrale EDF

Réacteur 1

En application du décret du 30 août 1996 relatif aux opérations de mise à l'arrêt définitif de l'installation nucléaire de Bugey 1, publié au JO du 7 septembre 1996, l'exploitant poursuit les analyses de sûreté préalables à la réalisation des travaux envisagés, tels que la modification de la distribution électrique, le démontage des circuits extérieurs au caisson, l'isolement et le conditionnement du caisson, le démontage des différents matériels de la piscine.

Réacteurs 2 à 5

L'**inspection** du 14 février a permis d'approfondir l'analyse des derniers incidents significatifs déclarés par l'exploitant ; les inspecteurs ont notamment vérifié le respect des mesures correctives mises en place par celui-ci.

Réacteur 3

Le réacteur a été mis à l'arrêt le 7 janvier en raison d'une défaillance concernant la partie électrique de l'alternateur. L'alternateur est une installation qui transforme en électricité l'énergie mécanique fournie par la turbine alimentée en vapeur par les générateurs de vapeur. Il est situé dans la partie non nucléaire de l'installation. Compte tenu de cette défaillance, l'exploitant a décidé d'avancer au 24 janvier l'arrêt pour

visite partielle et rechargement en combustible initialement prévu au début du mois de mars.

L'**inspection** du 11 février a été consacrée à la qualité de certains chantiers en cours pendant l'arrêt pour rechargement en combustible. Les inspecteurs ont notamment examiné par sondage quelques dossiers d'interventions relatifs à ces chantiers.

5

Cadarache (Bouches-du-Rhône)

► Centre d'études du CEA

Ensemble du site

L'**inspection inopinée** du 16 janvier a permis de contrôler de nuit la Formation locale de sécurité (FLS), notamment en ce qui concerne la formation, les plans d'intervention, les astreintes et la rapidité d'intervention.

Réacteur Rapsodie

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en service de la nouvelle ventilation de l'enceinte étanche du réacteur en démantèlement (lettre du 17 janvier).

Réacteur Phébus

L'**inspection** du 14 janvier a été consacrée à la présentation des résultats de l'essai FPT1, aux vérifications effectuées avant chaque expérience et aux anomalies survenues en 1995 et 1996 sur l'installation.

L'**inspection inopinée** du 28 février avait pour objectif de vérifier la procédure liée à l'utilisation du dispositif d'évacuation des déchets actifs (DEDA) récemment autorisée par la DSIN.

Un **incident** est survenu le 21 janvier : alors que le réacteur était à l'arrêt, une fuite de liquide contaminé s'est produite au niveau du circuit de refroidissement du tube de générateur de vapeur expérimental.

Le réacteur participe à un programme de recherche international destiné à étudier les conséquences d'une fusion accidentelle d'un cœur de réacteur à eau pressurisée, et notamment le transport des produits de fis-

sion émis à travers certains organes d'un circuit primaire.

A la suite du dernier essai (FPT1) réalisé en juillet 1996, une portion du circuit expérimental a été découpée aux fins d'analyse ; la décontamination du circuit restant a été alors engagée.

La fuite provient d'un défaut d'étanchéité de la soudure située à l'extrémité d'un tronçon de la ligne expérimentale, soudure réalisée en vue d'isoler ce tronçon.

L'incident a été détecté par une balise de radioprotection située à proximité d'une tuyauterie destinée à la circulation du liquide organique de refroidissement du tube de générateur de vapeur.

Les premières investigations évaluent à 25 litres le volume de liquide contaminé écoulé dans cette tuyauterie ; ce liquide est demeuré confiné par le circuit du liquide organique puis par le bâtiment, lequel fait l'objet d'une ventilation permanente.

Les opérations en cours ont été immédiatement arrêtées par l'exploitant.

Aucun agent n'était présent à proximité des tuyauteries contaminées ; cet incident n'a eu aucune conséquence pour le personnel ou l'environnement. Cependant, en raison de la perte de confinement et du risque d'exposition que cet incident a induit à l'intérieur de l'installation, il est classé **au niveau 1** de l'échelle INES.

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

L'**inspection** du 16 janvier a permis de faire le point sur la protection contre l'incendie. Les thèmes suivants ont été abordés : formation des équipes de première intervention, permis de feu et recherche des potentiels calorifiques.

Atelier de traitement d'uranium enrichi (ATUE)

L'**inspection** du 11 février a eu pour objet la cessation définitive d'exploitation des ateliers. Elle a permis de faire le point sur l'organisation mise en place, sur l'avancement des opérations, sur la gestion des déchets et effluents et sur les contrôles périodiques réalisés sur les matériels.

Laboratoire d'examen de combustibles actifs (LECA) et Station de traitement, d'assainissement et de reconditionnement (STAR)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à recevoir et à effectuer des examens métrologiques sur 6 aiguilles de type PFR ayant un taux d'enrichissement en plutonium inférieur à 32,45 %, en cellule 3 (lettre du 23 janvier).

Installations d'entreposage de combustibles irradiés, de substances et de matériels radioactifs (PEGASE et CASCAD)

L'**inspection** du 25 février, à caractère général, a permis d'examiner les modalités d'expédition de combustibles, le respect de certaines conditions pour l'acceptation de colis dans l'installation, les contrôles périodiques, les modalités d'archivage des documents ainsi que le respect de certains engagements pris par l'exploitant lors des visites antérieures.

Atelier de technologie du plutonium (ATPu)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réception de quelques lots d'oxyde de plutonium dont la teneur en américium sort des spécifications d'acceptation autorisées (lettre du 14 janvier).

L'**inspection** du 28 janvier a été, pour l'essentiel, consacrée aux autorisations récentes (fabrications spéciales CAPRA et NACRE) ainsi qu'aux actions entreprises à la suite des inspections de 1996, en application des explications ou engagements transmis par l'exploitant à l'Autorité de sûreté en réponse aux demandes formulées par la DRIRE.

Parc d'entreposage des déchets solides

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'entreposage de déchets très faiblement actifs dans la zone des tranchées de l'installation (lettre du 17 janvier).

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

L'**inspection** du 30 janvier a été consacrée à l'exploitation de la ligne

de filtration des effluents alpha et de l'atelier d'enrobage par malaxage des boues de filtration dans un liant hydraulique. Cette visite a été précédée par la présentation des installations et des modes de fonctionnement en salle de conduite.

L'**inspection** du 6 février avait pour objet de dresser un état de la sûreté et de l'exploitation résultant du retour d'expérience d'une nouvelle campagne de trois mois d'activité de l'incinérateur, ainsi que des dispositions prises pour la mise en service prochaine de la chaîne CADSAR. Un examen rigoureux de l'organisation des aires de stockage à l'extérieur de la Station de traitement des effluents liquides et déchets solides a été mené.



Cattenom
(Moselle)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

Une **inspection** a été réalisée le 28 janvier, concernant la maintenance et l'exploitation des matériels de sauvegarde, à savoir l'injection de sécurité (RIS) et l'aspersion d'eau dans l'enceinte (EAS) pour l'ensemble des réacteurs du site. Les inspecteurs ont examiné le bilan d'intégration des modifications sur ces matériels, et ont demandé des informations concernant certains événements significatifs répertoriés par le site sur la période 1994-1996. Des gammes d'essais renseignées ont été examinées ; une visite dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires du réacteur 2 a été effectuée.

Une **inspection** a été réalisée le 27 février concernant l'exploitation et la maintenance des installations du circuit d'appoint en eau des réacteurs servant à compenser les dilatations et contractions thermiques de l'eau du circuit primaire et à ajuster la teneur en bore du circuit primaire (RCV), et du circuit servant à la préparation et au stockage de l'acide borique pour injection dans le circuit primaire (REA).

Réacteur 2

Le réacteur a été mis à l'arrêt pour rechargement en combustible le 1^{er} février.

Une **inspection** a été effectuée le 23 janvier, à la suite de l'incident significatif survenu le 13 janvier, classé au niveau 0 de l'échelle INES et concernant un arrêt automatique du réacteur avec injection de sécurité. Elle avait notamment pour but de vérifier le respect des consignes de conduite.

Une visite d'**inspection** en arrêt de réacteur a eu lieu le 19 février. Les inspecteurs se sont rendus dans le bâtiment réacteur ainsi que dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires pour examiner les travaux en cours.



Chinon
(Indre-et-Loire)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'**enquête publique**, dans le cadre de la demande d'utilisation du combustible mixte « uranium-plutonium » dans les quatre réacteurs des centrales B, a débuté le 14 février et devrait s'achever le 17 mars.

Un **incident** a été rendu public le 14 février : les contrôles radiologiques annuels des voies de circulation du site, auxquels a procédé l'exploitant en décembre 1996 et janvier 1997, ont révélé quatre points de contamination radioactive supérieur à 1 MBq hors des zones contrôlées.

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

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

Les points de contamination détectés ont pu être éliminés par grattage et par aspiration. Toutefois, cet événement révèle un dysfonction-

nement dans l'organisation mise en place pour empêcher la dissémination de particules radioactives sur le site.

En raison d'une mauvaise maîtrise des matières radioactives, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Centrale A (filère uranium naturel-graphite-gaz)

L'**inspection** du 27 février a permis de faire le point sur la détection des écarts et le suivi de leur traitement réalisé par l'exploitant.

L'organisation mise en place par l'exploitant pour assurer le suivi des prestataires a été aussi examinée par les inspecteurs.

Atelier des matériaux irradiés (AMI)

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

- à procéder aux améliorations des conditions de transfert des échantillons dans le local V345, dans le cadre de l'utilisation du robot PROSPER (téléx du 11 février) ;
- à évacuer les cartouches de type UNGG des puits du local J272 (lettre du 21 février).

L'**inspection** du 4 février avait pour objectif d'examiner l'organisation mise en place par l'exploitant pour détecter, analyser et traiter les écarts relatifs à la sûreté de l'Atelier des matériaux irradiés.

La deuxième partie de cette inspection a porté sur les alimentations électriques. Les inspecteurs ont examiné les dossiers de réalisation de quelques opérations de maintenance, d'essai et de mise en œuvre d'une dérogation. Les locaux des tableaux électriques et du diesel de secours ont été visités.

Centrale B

L'**inspection** du 30 janvier a porté sur l'examen de la mise en œuvre des dispositions de protection contre le gel.

Les inspecteurs ont examiné en salle : l'état de réalisation des modifications « grand froid », la prise en compte des prescriptions de l'Exploitation du parc nucléaire (EPN), les consignes mises en œuvre sur Chinon B 1 et 2, Chinon B 3 et 4 et les résultats des campagnes de mesure de température.

Ils ont ensuite procédé à une visite sur le terrain en suivant le cheminement d'une des rondes prévues dans la consigne « grand froid » de Chinon B 1 et 2.

9

Chooz (Ardennes)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Un **exercice de crise nucléaire** a eu lieu le 21 janvier à la centrale nucléaire de Chooz (cf. En bref... France).

Centrale A

Dans le cadre de la réalisation des dernières opérations de mise à l'arrêt définitif, l'exploitant a poursuivi les travaux de démantèlement des réservoirs d'injection de sécurité situés sur la colline. Il a demandé l'autorisation de démonter les ventilateurs d'extraction de l'atmosphère de la caverne réacteur, et prépare par ailleurs l'évacuation des internes de la piscine de désactivation.

Centrale B

L'**inspection** des 5 et 6 février a été consacrée à l'exploitation des installations classées pour la protection de l'environnement et en particulier au respect des dispositions constructives et d'exploitation relatives à ces équipements. Les inspecteurs ont visité la station de déminéralisation des eaux, la laverie, l'atelier de décontamination, la station de réfrigération et la station de regroupement et de transit des déchets.

Un **incident** est survenu le 9 janvier : alors que les deux réacteurs étaient à l'arrêt, l'exploitant a constaté une baisse rapide du débit d'une des deux voies du circuit d'eau brute secourue.

Ce circuit, dit « de sauvegarde », est alimenté en eau prélevée dans la Meuse. Il est composé de deux voies redondantes (A et B) et assure, par le biais d'un circuit intermédiaire, le refroidissement de tous les circuits et matériels importants pour la sûreté du réacteur.

Lors du démarrage d'une pompe, l'augmentation du débit prélevé a

provoqué un afflux de débris végétaux et de plaques de glace charriés par la Meuse. Ce phénomène a entraîné le colmatage des filtres de la station de pompage ; le déchirement d'un des filtres a provoqué l'obstruction de la voie B du circuit d'eau brute secourue. La voie A est restée en service.

Dans le même temps, des travaux en cours sur les circuits de refroidissement des générateurs de vapeur du réacteur 1 ont rendu partiellement indisponibles ces circuits, qui constituent un moyen de refroidissement complémentaire, requis lorsque le réacteur est à l'arrêt.

La défaillance matérielle d'une voie du circuit de sauvegarde et l'indisponibilité provoquée par ces travaux ont entraîné un non-respect des spécifications techniques d'exploitation dans l'état considéré du réacteur.

Cet incident, initialement déclaré au niveau 0 de l'échelle **INES** par l'exploitant, a été reclassé au **niveau 1** par l'Autorité de sûreté.

L'**inspection** du 24 janvier a porté sur l'incident du 9 janvier. Les inspecteurs ont visité la station de pompage et examiné les conditions de surveillance des installations pendant la période de grands froids, ainsi que la planification des interventions sur les matériels participant au refroidissement du réacteur.

Réacteur B 1

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** EDF le 4 février à procéder au redémarrage de ce réacteur, arrêté depuis le 10 novembre 1996 alors qu'il se trouvait à 30 % de sa puissance nominale. Des essais réalisés à ce niveau de puissance avaient montré un débit excessif du fluide primaire de refroidissement du réacteur ; le réacteur avait été arrêté en application des spécifications techniques d'exploitation.

Cette autorisation est assortie d'une demande de surveillance renforcée du débit de fluide primaire de refroidissement du réacteur.

Réacteur B 2

L'**inspection** du 24 février a porté sur l'état de l'installation dans le cadre de la demande d'autorisation de divergence déposée par EDF. Les inspecteurs ont examiné les condi-

10

Civaux (Vienne)

► Centrale EDF

Réacteur 2

Une **inspection** a été réalisée le 14 janvier, pour contrôler les conditions de montage des tuyauteries du circuit secondaire principal, en particulier les traversées de l'enceinte du bâtiment réacteur.

11

Creys-Malville (Isère)

Ensemble du site

Le Conseil d'Etat a annulé par arrêt du 28 février le décret du 11 juillet 1994 autorisant le redémarrage de la centrale nucléaire de Creys-Malville, en se fondant sur une modification des finalités assignées par ce texte à l'installation au regard de celles indiquées dans le dossier soumis à enquête publique.

A la suite de cette décision, le Gouvernement a décidé « de prendre les dispositions nécessaires, dans le respect de la décision du Conseil d'Etat, et conformément à la loi, pour que Superphénix poursuive son activité ».

L'**inspection** du 7 janvier a été consacrée à l'application par l'exploitant des procédures de conduite en cas d'accidents graves, dites hors dimensionnement ou ultimes. Le caractère opérationnel des matériels requis par ces procédures et des consignes applicables a été examiné.

Par arrêté ministériel du 12 novembre 1996, l'exploitant était autorisé à stocker et à utiliser des sources radioactives, destinées à la réalisation d'essais avant la mise en service du bâtiment de stockage des éléments combustibles. L'**inspection**

inopinée du 13 janvier avait pour but de s'assurer du respect des prescriptions fixées par cet arrêté.

Atelier pour l'évacuation du combustible (APEC)

L'**inspection** du 24 janvier a porté sur la protection contre les incendies. La qualité des interventions par les services de secours a été plus particulièrement examinée.

Une **inspection** menée le 20 février a permis d'examiner par sondage le bilan et la qualité des essais préalables à la mise en service de l'Atelier pour l'évacuation du combustible usé (APEC) ainsi que les procédures de manutention des combustibles.

Réacteur Superphénix (à neutrons rapides)

Le réacteur est arrêté volontairement depuis le 24 décembre pour une durée prévisionnelle de 6 mois afin notamment de procéder à l'épreuve hydraulique de ses générateurs de vapeur. A cette occasion, des modifications sont réalisées, 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.

L'**inspection** du 4 février a porté sur l'organisation des travaux et la réalisation des modifications engagés pendant l'arrêt programmé du réacteur.

12

Cruas (Ardèche)

► Centrale EDF

Ensemble du site

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie 31 janvier à Privas au siège du Conseil général de l'Ardèche (cf. En bref... France).

Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 18 janvier : alors que le réacteur était en arrêt pour procéder à une réparation, l'exploitant a constaté que trois vannes participant à l'étanchéité de l'enceinte de confinement étaient ouvertes, ce qui est contraire aux spé-

cifications techniques d'exploitation (STE).

L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton qui constitue la troisième des trois barrières existant entre les produits radioactifs contenus dans le cœur du réacteur et l'environnement (la gaine du combustible et le circuit primaire constituent les deux premières barrières). Elle est destinée, en cas d'accident, à retenir les produits radioactifs qui seraient libérés lors d'une rupture du circuit primaire. De ce fait, son étanchéité est particulièrement surveillée. De nombreuses canalisations traversent cette enceinte. Des vannes, situées de part et d'autre de la paroi de béton, permettent d'obtenir chacune des canalisations lorsque cela est nécessaire.

Les vannes en cause le 18 janvier ont été maintenues en position ouverte pendant l'essai de requalification qui a suivi la réparation d'une fuite sur le circuit d'alimentation en air comprimé du bâtiment réacteur. Cette réparation avait nécessité une dérogation aux spécifications techniques d'exploitation accordée le 30 décembre 1996 par la Direction de la sûreté des installations nucléaires. Les conditions techniques fixées à cette occasion n'ont pas été totalement respectées durant la réparation.

A l'issue de l'essai, les vannes incriminées ont été remises en conformité. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation ni sur l'environnement. Cependant, en raison du non-respect de la conduite à tenir, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Les circonstances et le déroulement de cet incident ont fait l'objet d'une **inspection** le 30 janvier.

Réacteur 3

Le réacteur a été en prolongation de cycle du 14 novembre 1996 au 8 février 1997, date de son **arrêt** annuel pour visite partielle et rechargement en combustible prévu jusqu'au 29 mars.

L'**inspection inopinée** du 22 janvier a eu pour objet la conduite du réacteur en prolongation de cycle à puissance réduite.

L'**inspection** du 20 février a consisté à contrôler par sondage que les

travaux de maintenance et de modifications effectués pendant l'arrêt du réacteur répondaient aux règles d'assurance qualité requises dans les installations nucléaires.

14

Dampierre-en-Burly (Loiret)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Une **inspection** sur le thème du génie civil a été réalisée le 23 février. Elle a porté sur l'application du programme de base de maintenance préventive concernant le génie civil. Les fiches d'écart et d'anomalies, ainsi que les gammes et les comptes rendus ont été examinés.

Réacteur 1

La divergence du réacteur, consécutive à son arrêt fortuit, a eu lieu le 28 janvier. Rappelons que le 21 décembre 1996, l'exploitant avait localisé une fuite d'eau primaire non isolable, sur une tuyauterie reliant le circuit d'injection de sécurité au circuit primaire de l'installation, dont le débit avait atteint 160 l/h avant l'arrêt du réacteur.

Le circuit d'injection de sécurité est un circuit de sauvegarde du réacteur utilisé pour refroidir le cœur et maintenir l'inventaire en eau du circuit primaire en situations accidentelles.

La fuite s'est produite sur un tronçon de tuyauterie compris entre le piquage de raccordement sur la tuyauterie primaire reliant la cuve au générateur de vapeur n° 1 et le premier clapet assurant l'isolement de ce circuit en fonctionnement normal. Cette fuite ne pouvait donc pas être isolée du reste du circuit primaire.

Durant la fuite, le refroidissement du combustible a toujours été assuré. L'eau primaire a été recueillie dans les puisards prévus à cet effet dans le bâtiment réacteur. L'eau est donc restée confinée à l'intérieur de ce bâtiment et cet incident n'a pas eu de conséquences sur le personnel ni sur l'environnement.

Cette fuite est à rapprocher de celle survenue en 1992 sur une tuyauterie similaire du réacteur 2 de Dampierre. De tels incidents s'étaient

également produits sur le réacteur de Farley 2 aux Etats-Unis en 1987 et sur le réacteur de Tihange 1 en Belgique en 1988.

Le tronçon de tuyauterie incriminé, depuis le piquage sur la tuyauterie primaire jusqu'au clapet compris, a été déposé pour expertise et remplacé par un tronçon neuf.

Les premiers résultats de l'expertise réalisée confirment que l'origine de la fissuration ayant conduit à la fuite est identique à celle des trois cas précédents ; cependant dans le cas actuel la fissuration est située dans une partie courante de tuyauterie, qui n'était pas contrôlée en service car elle ne présente pas de singularités géométriques jugées jusque là nécessaires pour provoquer l'amorçage de fissures.

Cette fissuration est engendrée par des fluctuations de température dues à des arrivées d'eau froide intempestives dans la tuyauterie concernée. Ces arrivées d'eau froide proviennent de manques d'étanchéité sur certaines vannes des circuits situés en amont.

Après l'incident de Dampierre 2 en 1992, l'exploitant avait mis en œuvre un programme de contrôles des zones estimées les plus sensibles à ce phénomène de fatigue thermique, c'est-à-dire les soudures et les coudes des circuits situés entre le clapet précité et le piquage sur la tuyauterie primaire.

Cette nouvelle découverte a conduit l'Autorité de sûreté à demander à l'exploitant de proposer très rapidement un nouveau programme de contrôle, étendu aux parties droites des tuyauteries, sur tous les réacteurs de 900 MWe qui seront arrêtés en 1997 pour rechargement en combustible. Les contrôles sont mis en œuvre à l'occasion des arrêts de réacteurs.

De plus, l'Autorité de sûreté a demandé à l'exploitant, au cours d'une réunion technique tenue le 27 février 1997, de définir des mesures correctives susceptibles d'éliminer complètement le phénomène à l'origine de ces dégradations et de proposer un échéancier de mise en œuvre.

Cet incident a été classé provisoirement au **niveau 1** de l'échelle INES dans l'attente des résultats complets des investigations.

Réacteur 2

Le réacteur est passé en prolongation de cycle le 18 février.

15

Fessenheim (Haut-Rhin)

► Centrale EDF

Ensemble du site

La Commission de surveillance de la centrale de Fessenheim s'est réunie le 14 janvier (cf. En bref... France).

L'**inspection** du 21 janvier a porté sur la maintenance et l'exploitation des systèmes participant à la fonction ventilation.

L'**inspection** du 11 février a porté sur la maintenance et l'exploitation des circuits REA-RCV.

A l'issue de cette inspection l'exploitant a déclaré un incident significatif, de niveau 0 sur l'échelle INES, relatif au non-respect des paramètres chimiques de l'eau d'appoint et de bore.

16

Flamanville (Manche)

Ensemble du site

L'**inspection** du 19 février a été consacrée à l'examen de l'organisation mise en place afin de respecter les engagements pris vis-à-vis de l'Autorité de sûreté. Les inspecteurs ont également vérifié par sondage que certains engagements pris par l'exploitant entre 1994 et 1996 avaient effectivement été respectés.

17

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

► Centre d'études du CEA

Laboratoire de chimie du plutonium (LCPu)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la remise en service de la boîte à gants PRODIGES (lettre du 17 janvier).

L'**inspection** du 20 février a porté sur l'examen des dispositions liées au redémarrage de la boîte à gants PRODIGES ainsi que sur l'application des règles de radioprotection dans l'exploitation de l'installation.

18

Golfech (Tarn-et-Garonne)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 22 janvier a eu pour objet d'examiner l'organisation et les modalités pratiques de gestion des déchets radioactifs et non radioactifs.

L'**inspection** du 5 février a eu pour objet les contrôles des systèmes de réfrigération (RRA-RR1) et du circuit secondaire (SEC).

19

Gravelines (Nord)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 7 janvier a permis de faire le point des actions de contrôle que met en œuvre l'exploitant de la centrale de Gravelines pour garantir l'étanchéité de la deuxième barrière du réacteur.

L'**inspection** du 28 février a porté sur l'examen par sondage de la conformité des installations au rapport de sûreté.

Un **incident** a été rendu public le 28 février : les contrôles radiologiques annuels des voies de circulation du site, auxquels a procédé l'exploitant en janvier et février, ont révélé trois points de contamination radioactive hors des zones contrôlées.

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

Des dispositions et des contrôles spécifiques sont mis en œuvre, à la sortie de ces zones contrôlées, pour évi-

ter la dissémination sur le site de particules radioactives. En outre, des contrôles annuels sont réalisés sur les voies de circulation du site pour en évaluer la propreté radiologique et détecter les éventuels points de contamination. Enfin, des balises de détection permettent un contrôle ultime de radioactivité à la sortie du site.

Les points de contamination détectés ont pu être éliminés par grattage et par aspiration. Les déchets générés ont été éliminés par les filières autorisées. Toutefois, cet événement révèle un dysfonctionnement dans l'organisation mise en place pour empêcher la dissémination de particules radioactives sur le site.

Cet incident, qui est le premier de cette nature détecté sur le site de Gravelines, est classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Réacteurs 1 et 2

L'inspection du 11 février avait pour objet « le confinement des fluides radioactifs ». Les inspecteurs ont procédé à un examen par sondage des stockages, rétentions, pompes, échangeurs et canalisations des systèmes de traitement d'effluents liquides et gazeux.

Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 12 février : alors que le réacteur était en cours de montée en puissance, l'exploitant a fait fonctionner l'installation en dehors des limites imposées par les spécifications techniques d'exploitation (STE) pour la répartition du flux neutronique dans le cœur.

Afin que le cœur du réacteur ne subisse pas de dommage 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 et doit être limitée dans le temps ; les STE définissent au moyen d'un diagramme de pilotage les limites à respecter en fonction de la puissance délivrée par le cœur.

Une des limites de ce diagramme a été franchie pendant une heure et trente minutes alors que les STE autorisent une durée maximale de dépassement d'une heure. Dès la découverte de cette situation, l'exploitant a pris les dispositions né-

cessaires pour la remise en conformité de l'installation.

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

Une modification de la pratique actuelle de l'examen des programmes d'arrêt du réacteur est en cours chez EDF. L'inspection du 18 février avait pour objet d'examiner la prise en compte de cette modification par les services chargés du combustible, des modifications et du génie civil.

Réacteurs 3 et 4

Une **inspection** a été réalisée le 25 février. Durant cette visite, les inspecteurs se sont attachés à l'examen des motopompes et de la turbopompe, des éléments rattachés et de leur environnement. Le local de la bache ASG a été également inspecté. Plusieurs paramètres des spécifications techniques d'exploitation ont été vérifiés en salle de commande ainsi que deux fiches d'alarme associées.

Plusieurs événements ont ensuite été examinés en salle : apparition fréquente de l'alarme 107 AA (pilotage TPS indisponible depuis la salle de commande), réarmement impossible de la protection par survitesse (135 VV) et niveau bas de la bache ASG (comportement des pompes ASG et capteurs).

La fin de l'inspection a été consacrée aux essais périodiques et aux comptes rendus de maintenance sur moteurs et pompes ASG.

Réacteurs 5 et 6

L'inspection du 16 janvier a porté sur l'examen des conditions d'exploitation et de maintenance des systèmes élémentaires relatifs à l'instrumentation interne (RIC) et externe (RPN) du cœur et à la mesure de radioprotection (KRT).

Réacteur 6

L'inspection du 30 janvier avait pour but de vérifier la prise en compte, par quatre services de la centrale de Gravelines, des exigences relatives aux arrêts de réacteurs citées dans la nouvelle organisation mise en place par l'Autorité de sûreté qui récapitule ses demandes dans des recueils.

Grenoble (Isère)

► Centre d'études du CEA

Réacteur Siloé

Un **incident** est survenu le 6 février : alors qu'il démontait pour expertise un dosimètre, un agent a été victime d'une piqûre au doigt qui a provoqué une légère contamination.

Le service médical du CEA de Grenoble n'ayant pu éliminer totalement la contamination, une intervention chirurgicale au CHU de la Tronche a été nécessaire.

Compte tenu de la très faible dose reçue par cet opérateur, cet incident a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

► Institut Max von Laue-Paul Langevin

Réacteur à haut flux

Un **incident** est survenu dans la nuit du 1^{er} au 2 janvier : une panne électrique affectant un sécheur d'air a perturbé le fonctionnement du réseau général d'air comprimé. Lors des purges de ce réseau, auxquelles il a été procédé le 2 janvier, la présence d'eau légèrement contaminée a été détectée dans les tuyauteries.

Les investigations engagées par l'exploitant pour déterminer l'origine de l'eau ont montré que celle-ci provenait d'une cuve d'effluents faiblement radioactifs.

Le brassage des effluents dans la cuve est obtenu par un flux d'air comprimé, introduit à la partie inférieure de la cuve et évacué par un évent relié au réseau des effluents gazeux. Lors des perturbations du réseau d'air comprimé, la fermeture automatique de l'évent a précédé l'arrêt du brassage et entraîné une surpression momentanée dans la cuve. Une partie du contenu de celle-ci (environ 500 litres) a été refoulée vers les tuyauteries d'air comprimé.

Les opérations de purges ont libéré une partie de cette eau, qui s'est écoulée dans l'égout des eaux usées vers le collecteur du réseau public.

Une dizaine d'agents ont été contaminés superficiellement au cours de leurs interventions. Les contrôles effectués par l'exploitant et par l'OPRI

montrent que trois d'entre eux ont subi une légère contamination interne.

Une **inspection** sur le site a été diligentée par la DSIN le 8 janvier. Elle a permis de clarifier les circonstances de cet événement et de constater une conception inadéquate du système de brassage. Ce système sera modifié à la demande de l'Autorité de sûreté.

Outre les contrôles concernant le personnel, l'OPRI a procédé à des contrôles sur les effluents et les eaux d'égout.

Bien que la quantité d'activité rejetée n'ait pas dépassé 5 % de l'autorisation annuelle, ce rejet ne devait pas être réalisé en raison d'une concentration plus élevée que celle autorisée. En conséquence, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

21

La Hague (Manche)

► Etablissement COGEMA

Ensemble du site

Le 4 février une **inspection** a été réalisée sur le traitement et le suivi des écarts, événements et incidents. Les inspecteurs se sont intéressés à l'organisation mise en place et à son application sur les installations T0, T1, AD1/BDH, HAO-SUD et MAPU.

L'**inspection** du 26 février a porté sur les thèmes suivants : respect des exigences du système qualité, modification, formation, criticité et ventilation. Elle a donné lieu à une visite de l'installation et de sa salle de conduite.

Au cours de l'**inspection** du 27 février ont été examinées les conditions de réalisation par la COGEMA de la surveillance radiologique du site.

– Usines UP2 400 et UP2 800

L'**inspection** du 29 janvier a principalement porté sur les modifications effectuées dans l'installation et sur l'application des prescriptions techniques.

– Usine UP2 400

L'**inspection** du 28 janvier a porté sur l'examen de l'état d'avancement

des actions de recherche et développement nécessaires à la reprise et au conditionnement des déchets anciens entreposés dans l'usine UP2 400. La hiérarchisation des priorités en matière de sûreté et la planification des opérations de reprise et de conditionnement ont également été abordées.

Atelier AMEC 1

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la maintenance d'emballages et d'équipements de nouveaux types : TN28, TS28, CASTOR HAW, emballage « nymphéa » et navettes de désentreposage de résidu vitrifiés (lettre du 24 janvier).

HA/DE (atelier de séparation de l'uranium et du plutonium des produits de fission)

L'**inspection** du 20 février a été consacrée à la formation des agents du groupe local d'intervention en cas d'incendie dans les ateliers de haute activité (HADE et HAPF), à la maintenance des matériels de protection incendie et à la visite de l'atelier HA/DE.

HAPF/SPF (1 à 3) (atelier de concentration et de stockage des produits de fission)

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **notifié** la révision des prescriptions techniques générales et particulières applicables à ces ateliers (lettre du 25 février).

L'**inspection** du 20 février a été consacrée à la formation des agents du Groupe local d'intervention en cas d'incendie dans les ateliers de haute activité (HADE et HAPF).

STE 2 (Station de traitement des effluents et déchets solides de l'usine UP2 400)

L'**inspection** du 7 janvier a porté sur l'atelier de compactage de la zone Nord-Ouest. Cet atelier traite les fûts provenant de la reprise des déchets entreposés dans les fosses de la zone Nord-Ouest. Les conditions d'exploitation de la nouvelle presse installée à l'occasion de la troisième

campagne de compactage ont fait l'objet d'une attention particulière.

– Usine UP2 800

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

L'**inspection** du 16 janvier a concerné le contrôle-commande en mode dégradé des ateliers R1 et R2 de l'usine UP2 800, et complétait la visite de surveillance du 5 juin 1996. Quatre thèmes ont été abordés : rappel de la situation du contrôle-commande avec bilan des modifications DAM (dossier d'autorisation de modification) depuis la mise en service, critères et procédures de passage de la conduite production aux conduites de sécurité et de sauvegarde, retour d'expérience des passages entre les modes de conduite, essais périodiques des tableaux de sécurité. Par ailleurs, les inspecteurs ont visité la salle de commande de l'atelier R2.

– Usine UP3

L'**inspection** du 19 février a porté sur l'application des dispositions de sûreté consécutives à la mise en « actif » de nouvelles chaînes d'analyses et sur l'application des prescriptions techniques et des règles générales d'exploitation.

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

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à procéder à une campagne d'essais visant à déterminer les effets de la réduction de la période de recirculation de la solution de soude sur la colonne de sécurité de l'unité de traitement des gaz de dissolution (téléc du 10 janvier).

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

L'**inspection** du 30 janvier portait sur le dispositif de balayage de l'hy-

drogène de radiolyse. Les thèmes principaux abordés ont été : les moyens de sauvegarde, la maintenance et les essais périodiques réalisés sur les matériels, et les moyens mis en œuvre pour obtenir ou surveiller la production d'hydrogène.

T4 (atelier de purification, de conversion en oxyde et de conditionnement du plutonium)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'augmentation de la masse maximale de plutonium dans les homogénéiseurs de 130 à 140 kg (télex du 10 janvier).

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** les raccordements actifs de l'Unité de traitement des déchets (UTD) (télex du 18 février).



Marcoule (Gard)

► **Centre d'études du CEA**

Réacteur Phénix (filiale à neutrons rapides)

Depuis l'achèvement du 49^e 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 récemment 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 fabrication.

Par ailleurs, l'exploitant poursuit activement l'élaboration du dossier d'études « Durée de vie » (cf. Contrôle n° 107) dont les conclusions attendues d'ici la fin du premier trimestre 1997 devraient permettre de statuer sur la capacité de l'installation à fonctionner dans de bonnes conditions encore une dizaine d'an-

nées. 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 des échangeurs intermédiaires de remplacement, actuellement en cours de fabrication, se poursuit.

L'**inspection** du 31 janvier a eu pour objet d'examiner la gestion des effluents liquides et des rejets gazeux de la centrale, d'une part sur le plan de l'organisation et des contrôles périodiques à réaliser, d'autre part sur le plan de l'entretien et de la surveillance des matériels concernés de l'installation.

Un **incident** est survenu le 10 février : les contrôles avant expédition réalisés sur un château de transport chargé d'aiguilles combustibles irradiées ont révélé un défaut de protection biologique.

Les aiguilles combustibles irradiées sont transportées dans des conteneurs appelés « châteaux ». Ceux-ci sont en particulier équipés de protections épaisses dites « biologiques » destinées à protéger des radiations toute personne se trouvant à proximité.

Lors des contrôles effectués sur le château après chargement du combustible, les agents ont été alertés par l'alarme de leur dosimètre qui signalait un débit de dose ambiant supérieur à la normale.

Un débit de dose de 90 milligrays/heure a été localisé très rapidement au contact d'une partie de la base du château. Il s'est avéré qu'une partie interne de la protection biologique n'avait pas été remise en place par la société chargée de l'entretien du château.

L'exploitant a immédiatement mis en place une protection externe

complémentaire et procédé au déchargement des aiguilles combustibles.

L'incident n'a pas eu de conséquence sur l'environnement. La dose reçue par un agent (120 microsieverts) a été inférieure à la limite journalière admise à Marcoule par référence aux limites annuelles réglementaires (50 millisieverts).

Néanmoins, compte tenu de la perte d'une partie de la protection biologique d'un conteneur de transport résultant d'une défaillance de l'organisation qualité d'un intervenant, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

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

L'**inspection** du 6 février a été consacrée à la vérification des dispositions mises en œuvre pour respecter les textes réglementaires généraux sur la radioprotection et les documents spécifiques de l'installation.

L'**inspection** du 25 février a porté sur la vérification du risque de criticité dans le bâtiment 500 où est fabriqué le MOX. Par ailleurs, l'organisation mise en place dans ce bâtiment pour l'entreposage du combustible au cours de ses différentes étapes de fabrication a été vérifiée. Celle concernant les déchets et rebuts pour les bâtiments 500 et 501 a également été examinée.

► **Société pour le conditionnement des déchets et effluents industriels (SOCODEI)**

Centre nucléaire de traitement de Codolet (CENTRACO)

Le ministre de l'environnement et le ministre de l'industrie, de la poste et des télécommunications ont transmis au préfet du département du Gard le dossier destiné à l'enquête publique prévue dans la procédure d'autorisation de rejets et de prélèvements d'eau demandée par la SOCODEI.

L'**inspection** du 27 février avait pour thème l'incendie. L'organisation mise en place sur la partie de l'installation en exploitation ainsi que le respect des règles de l'art sur les parties du site en cours de construction ont été vérifiés.

26

Nogent-sur-Seine
(Aube)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

Le président de la Commission locale d'information a remis aux maires le 8 janvier les fiches réflexes en cas de crise (cf. En bref... France).

L'inspection du 16 janvier a été consacrée à la vérification des dispositions relatives à la protection des matériels contre le froid. Les inspecteurs ont procédé à une visite générale des installations et en particulier de la station de pompage d'eau en Seine.

L'inspection du 31 janvier a été consacrée au contrôle des dispositions du plan d'urgence interne prévu en cas d'incident grave ou d'accident. Elle a principalement porté sur l'organisation des astreintes pour la mobilisation des personnels, les modalités de déclenchement du plan, les relations avec Météo France et les exercices internes. Les inspecteurs ont visité les locaux du poste de commandement chargé de l'organisation et du suivi des contrôles dans l'environnement en situation de crise.

Réacteur 1

Une réunion technique s'est tenue le 25 février sur le site entre les représentants de la DRIRE Champagne-Ardenne, du Département d'évaluation de sûreté et d'EDF, au cours de laquelle EDF a présenté le programme des travaux prévus lors du prochain arrêt pour rechargement en combustible.

27

Orsay
(Essonne)

► **Accélérateur linéaire d'Orsay**

Laboratoire pour l'utilisation du rayonnement électromagnétique (LURE)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé :
– l'implantation d'une nouvelle ligne de rayonnement synchrotron issue

de l'électroaimant dipolaire H10 de l'anneau de stockage dénommé DCI (lettre du 16 janvier) ;
– la mise en place et l'exploitation d'une cavité 500 MHz (lettre du 17 janvier).

29

Paluel
(Seine-Maritime)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'inspection du 26 février a été consacrée au suivi des prestataires et à la visite de certains chantiers (vannes Delas d'isolement vapeur et changement du moteur d'une pompe du circuit primaire principal).

Réacteur 1

Un incident est survenu le 28 janvier : alors que le réacteur était en fonctionnement, une chaîne de mesure du niveau de puissance et une voie du système de protection du réacteur ont été simultanément indisponibles pendant une durée de 6 heures et 10 minutes.

L'exploitant doit surveiller en permanence le flux des neutrons émis par le cœur du réacteur pour pouvoir maîtriser toute augmentation intempestive de puissance. Il dispose pour cela de moyens de mesure, appelés « chaînes de mesure de puissance » du réacteur.

Le réacteur est muni d'un système de protection constitué de deux unités capables de déclencher tous les automatismes requis par une action de sauvegarde.

Lors d'une mesure de surveillance, l'exploitant a déclaré – à titre préventif – hors service l'appareil de mesure de niveau de puissance en raison d'un défaut de fiabilité en cours d'évolution.

Dans le même temps, des essais sur une unité de sauvegarde ont révélé un défaut d'automatisme virtuellement pénalisant lors d'un redémarrage ; cette unité a été rendue indisponible pour réparation pendant 6 heures et 10 minutes.

Le cumul des deux indisponibilités aurait dû conduire l'exploitant à arrêter le réacteur dans un délai d'une

heure conformément aux spécifications techniques d'exploitation (STE).

Cet incident a mis en évidence un manque d'information et de suivi des indisponibilités affectant le réacteur. En raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'inspection du 22 janvier a porté sur les essais périodiques listés dans les règles générales d'exploitation. L'inspection s'est réalisée sur dossiers et en salle de commande du réacteur.

Réacteur 3

Un incident est survenu le 14 janvier : alors que le réacteur était à l'arrêt pour des travaux de maintenance, une vanne maintenue fermée par erreur a provoqué l'indisponibilité de l'appareil de mesure de la concentration en bore du circuit primaire, appelé boremètre.

Le bore est un corps ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire. Il est mélangé à l'eau du circuit primaire et permet de contrôler, et le cas échéant d'arrêter, la réaction nucléaire, donc le flux de neutrons émis par le cœur. La concentration de bore dans l'eau du circuit primaire est mesurée par le boremètre.

En l'occurrence, le système groupé d'alarmes n'a pas permis d'identifier en tant que telle l'indisponibilité du boremètre. Cette situation a été détectée lors du changement d'équipe ; l'installation a été remise en conformité.

Durant cette indisponibilité, l'exploitant disposait de moyens redondants permettant de maîtriser ou d'arrêter la réaction nucléaire.

Cinq incidents de même nature se sont produits en moins d'un an dans la centrale de Paluel, dont les enseignements n'ont pas été pris en compte dans les procédures d'intervention. En raison d'un manque de culture de sûreté cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'inspection du 8 janvier avait pour objet la préparation de l'arrêt du réacteur suivant la nouvelle démarche. Les points suivants ont été abordés :
– l'organisation mise en place ;
– le retour d'expérience effectué par les services opérationnels ;

– l'examen par sondage du respect du recueil national/local et des engagements.

L'objet de l'**inspection** du 16 janvier, en arrêt de réacteur, était de s'assurer de la bonne application des deux dérogations accordées par la DSIN, ainsi que des interventions en cours, notamment :

- les essais de traction des mécanismes de grappes ;
- le contrôle inspection télévisuelle (ITV) fond de cuve.

Le 31 janvier, 5 inspecteurs de la DRIRE ont participé à l'épreuve hydraulique de Paluel 3, qui a donné un résultat satisfaisant.

30

Penly
(Seine-Maritime)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Réacteur 2

L'**inspection** du 30 janvier avait pour but de faire le point sur les problèmes rencontrés en début d'arrêt et de visiter les différents chantiers de contrôle et de maintenance du réacteur en arrêt.

L'**inspection** à caractère inopiné du 24 février a été consacrée à l'examen du respect des conditions posées par l'exploitant et la DSIN vis-à-vis de la dérogation aux spécifications techniques d'exploitation (STE) nécessitée pour la réalisation de la requalification de l'ébulliomètre en fin d'arrêt pour rechargement du réacteur.



Phénix
(Voir Marcoule)

32

Romans-sur-Isère
(Drôme)

► Usine FBFC (usine de fabrication de combustibles nucléaires)

Le 19 février, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **au-**

torisé l'exploitant à entreprendre une nouvelle campagne de fabrication de combustibles, à l'usage des réacteurs à eau sous pression, à base d'uranium issu du traitement des combustibles usés. La campagne portait sur dix tonnes d'uranium.

Le 25 février, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à effectuer des opérations de démontage d'un lot d'assemblages ayant subi des expériences à l'intérieur d'un réacteur de recherche.

L'**inspection** du 30 janvier a porté sur les travaux de modification de l'atelier de fabrication des combustibles laminés. Ces travaux, en cours de réalisation, visent essentiellement à améliorer la prévention des risques d'incendie et de dissémination des substances radioactives.

Une **inspection** réalisée le 6 février a porté sur la protection contre les incendies.

34

Saclay
(Essonne)

► Centre d'études du CEA

Réacteur Osiris

Une **inspection**, réalisée le 29 janvier, a permis de faire le point sur la situation de l'installation vis-à-vis du risque d'incendie. Dans un premier temps, les dispositions relatives à la sectorisation de l'installation et à la formation du personnel ont été vérifiées, puis un exercice faisant intervenir les formations locales d'intervention a été effectué. Les conclusions formulées par les inspecteurs portent principalement sur l'absence de preuves quant à la formation des agents d'intervention ainsi que sur la non prise en compte de certains secteurs de l'installation dans les études relatives au risque d'incendie.

Réacteur Orphée

Un **incident** s'est produit le 7 janvier : alors que le réacteur était à l'arrêt, la mise sous vide des guides de neutrons G1 à G6 a provoqué la rupture de l'une des parois verticales du tube G6 au niveau de la casemate 1301. Les guides de neutrons sont

des tubes de section rectangulaire, dont les parois sont constituées de verre traité. Leur fonction est d'acheminer les neutrons produits par le cœur du réacteur vers le hall des expérimentateurs, qui contient divers dispositifs destinés à recueillir ces neutrons et à étudier leur interaction avec la matière. Etant donné que, d'une part, le réacteur était à l'arrêt lorsque l'incident s'est produit, d'autre part, les obturateurs étaient fermés, cet incident ne pouvait pas avoir (et n'a pas eu) de conséquences pour le personnel. Il a donc été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

L'**inspection** du 20 février a porté sur le contrôle-commande du réacteur. Dans un premier temps, un point a été fait sur l'état du matériel entrant dans la composition des systèmes de protection du réacteur ; la réalisation, par l'exploitant, des contrôles périodiques sur les chaînes de mesure neutronique et thermodynamique du réacteur a ensuite été vérifiée. En dehors du fait que les chambres d'ionisation, utilisées par les chaînes de puissance et la chaîne de pilotage du réacteur, ne faisaient jusqu'à maintenant l'objet d'aucune vérification systématique, les inspecteurs ont noté la bonne réalisation des tests prévus par les règles générales d'exploitation de l'installation.

Laboratoire d'études des combustibles irradiés (LECI)

L'**inspection** du 27 février a porté sur l'organisation mise en place par l'exploitant pour le traitement des anomalies et incidents et sur les travaux d'assainissement de la cellule CELIMENE.

Usine de production de radioéléments artificiels – CIS-Bio International

L'**inspection** du 20 janvier a porté sur l'organisation mise en place par l'exploitant dans le cadre des expéditions de matières radioactives par conteneurs de type B.

Zone de gestion des déchets radioactifs solides

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la poursuite du fonctionnement du four de fusion du plomb (plomb légèrement contaminé) de l'installation (lettre du 12 février).

**Installations d'irradiation
Poséidon-Capri**

L'**inspection** du 24 janvier a porté sur le suivi des anomalies et incidents.

35

**Saint-Alban
(Isère)**

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 28 février a été consacrée au fonctionnement et à la qualité de la maintenance des pompes primaires des réacteurs.

Réacteur 1

Un **incident** s'est produit le 16 février : alors que le réacteur était en puissance, l'exploitant a constaté qu'une partie du circuit de mise en dépression de l'espace situé entre les deux enceintes du bâtiment réacteur (circuit EDE) a été rendue indisponible au-delà du délai autorisé par les spécifications techniques d'exploitation (STE).

Le bâtiment du réacteur est protégé par une double enceinte : une paroi extérieure en béton armé et une paroi intérieure en béton précontraint (enceinte interne), séparées l'une de l'autre par un espace. Le circuit EDE assure en permanence le confinement, la reprise et la filtration, avant rejet par la cheminée de ventilation, des fuites de l'enceinte interne vers cet espace. Ce circuit est constitué de trois sous-circuits dont deux, redondants, sont destinés à la ventilation et à la filtration de l'iode en cas d'accident. Le troisième sous-circuit permet d'assurer en permanence la dépression requise dans l'espace situé entre les deux enceintes.

Un essai périodique a permis de découvrir l'indisponibilité de l'un des deux sous-circuits pouvant être utilisés en cas d'accident. Une vanne, restée fermée à l'issue d'une intervention réalisée le 11 février, est à l'origine de cette indisponibilité qui a duré 5 jours, alors qu'aux termes des STE une telle indisponibilité ne doit pas excéder 3 jours.

Dés la découverte de cette anomalie, l'exploitant a procédé à la vérification de l'autre sous-circuit du réacteur 1 et des deux sous-circuits

identiques du réacteur 2. Cette vérification n'a pas révélé d'autres anomalies.

Un incident identique s'était produit sur le réacteur 2 en 1996. En raison de son caractère répétitif, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Réacteur 2

Le 20 décembre, alors que le réacteur était en phase de redémarrage à 70 % de puissance nominale (PN), l'exploitant a effectué pendant 2 heures une montée en puissance avec une vitesse supérieure au critère de 3 % PN/h, requis par les spécifications techniques d'exploitation après toute manipulation du combustible. La pente maximale enregistrée a été de 5 % PN/h sur 2 heures.

Au cours d'un redémarrage après rechargement du combustible, la puissance du cœur du réacteur ne doit pas augmenter trop rapidement pour ne pas dégrader les gaines des crayons qui entourent le combustible.

L'exploitant utilise un système qui limite la vitesse de montée en puissance du réacteur, mais en l'occurrence celui-ci n'aurait pas pleinement joué son rôle. L'écart n'a été découvert qu'a posteriori, lors d'un contrôle des enregistrements de puissance, alors que l'exploitant dispose de moyens de vérification complémentaires qui lui permettent d'évaluer la valeur de cette vitesse.

Compte tenu de la durée limitée de ce dépassement, cet incident n'a pas eu de conséquence du point de vue de la sûreté.

Cependant, l'exploitant n'ayant pas engagé dans les plus brefs délais les mesures correctives pour revenir à la situation normale, cet **incident** a été reclassé au **niveau 1** de l'échelle INES.

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, a re-

pris un certain rythme, après les difficultés spécifiques précédemment rencontrées. C'est notamment le cas de la réparation des réservoirs de stockage de déchets liquides anciens : des travaux préliminaires ont été effectués 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. Le démontage des matériels de la piscine du réacteur A1, pour lequel le complément d'analyse demandé en préalable à la reprise des travaux a été examiné par l'Autorité de sûreté, a repris, ainsi que le reconditionnement des déchets technologiques déjà produits.

Le but de l'**inspection** du 29 janvier était de vérifier la bonne application des diverses procédures et autres documents présentés à l'Autorité de sûreté préalablement à la reprise du chantier de démontage des matériels des piscines du réacteur 1. Les inspecteurs ont examiné le « cahier de bord » tenu quotidiennement par l'animateur du chantier. Ils ont visité le hall des piscines et la dalle du réacteur 1.

Réacteurs B1 et B2

L'**inspection** du 4 février a porté sur l'application du programme de base de maintenance préventive concernant le génie civil. Les fiches d'écarts et d'anomalies, de même que les gammes ou les comptes rendus ont été examinés.

L'**inspection** du 26 février a été menée de manière inopinée alors que le réacteur 1 était en cours de redémarrage et que le réacteur 2 était en puissance.

Le respect des règles générales d'exploitation, notamment la conformité au chapitre I (composition des équipes de conduite) et au chapitre III (spécifications techniques d'exploitation) a été examiné.

Réacteur B1

Le réacteur a été mis à l'arrêt le vendredi 24 janvier pour rechargement en combustible et opérations de maintenance. Initialement prévu le 11 janvier, cet arrêt a dû être reporté après plusieurs indisponibilités survenues sur le parc nucléaire.

L'**inspection** du 6 février avait pour objet d'examiner les conditions de mise en œuvre des travaux de maintenance et des contrôles réalisés au cours de l'arrêt du réacteur.

Un **incident** est survenu le 23 février : 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 d'appoint 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 ce réacteur en 1995 et 1996, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.



Strasbourg
(Bas-Rhin)

► **Réacteur universitaire**
(RUS-Université Louis Pasteur)

Un **incident** a été détecté lors d'une **inspection inopinée** de l'Autorité de sûreté du 14 février.

Ce réacteur, exploité par l'université Louis Pasteur, est utilisé principalement pour la réalisation d'irradiations expérimentales et la production de radio-isotopes à vie courte. Sa puissance thermique est de 100 kW.

Les inspecteurs ont constaté que, contrairement à ce que prévoient le rapport de sûreté et les règles générales d'exploitation, le réacteur était en fonctionnement alors que

l'ingénieur de quart était absent depuis le 3 janvier. Cet ingénieur est notamment chargé de veiller à la bonne application des règles générales d'exploitation et de prendre les dispositions nécessaires en cas d'incident.

L'ingénieur de quart, dont la présence est prescrite lorsque le réacteur est en fonctionnement, a sous ses ordres une équipe de conduite composée de deux personnes chargées de piloter le réacteur et de contrôler son bon fonctionnement ; du 3 janvier au 14 février cette équipe a assuré seule l'exploitation du réacteur.

A la suite de ce constat, l'Autorité de sûreté a demandé à l'exploitant de suspendre le fonctionnement du réacteur en attendant le retour ou le remplacement de l'ingénieur de quart et de préciser les mesures qu'il va adopter pour éviter le renouvellement d'une telle situation.

Cet **incident** a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES** pour défaut de culture de sûreté.



Superphénix
(Voir Creys-Malville)



Tricastin/Pierrelatte
(Drôme)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'**inspection** du 26 février a eu pour objet le contrôle de la qualité de la gestion et de la maintenance des capteurs de mesures importants pour la sûreté du réacteur.

Réacteur 1

L'**inspection inopinée** du 28 janvier a été consacrée à l'examen par sondage des opérations de maintenance en cours lors de l'arrêt pour rechargement du réacteur.

Le réacteur était en **arrêt** pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 4 janvier. Son redémarrage, initialement prévu le

10 février, a été retardé afin que l'exploitant puisse procéder à la réparation d'une fuite, apparue sur le pressuriseur en fin d'arrêt. Le redémarrage a eu lieu le 25 février, après une **autorisation** donnée la veille par le directeur de la sûreté des installations nucléaires.

Un **incident** est survenu le 9 février : alors que le réacteur était en cours de démarrage après arrêt pour rechargement en combustible, la pression du circuit primaire a baissé jusqu'à une valeur inférieure à la limite requise pour assurer le bon fonctionnement des pompes primaires.

Le circuit primaire principal est un circuit fermé, contenant de l'eau sous pression mise en mouvement par trois pompes dites « pompes primaires ». La pression primaire est contrôlée par le pressuriseur qui contient de l'eau en phase liquide et en phase vapeur. La pressurisation du circuit est obtenue par la mise en service de résistances électriques de chauffage du pressuriseur qui, par la transformation d'eau liquide en vapeur, augmentent la pression du circuit primaire.

La pression et la température du circuit primaire sont deux paramètres fondamentaux que l'équipe de conduite doit surveiller en permanence. Les limites de pression imposées par les spécifications techniques d'exploitation (STE) visent à se prémunir contre tout risque d'ébullition de l'eau, mais aussi à assurer l'étanchéité des joints des pompes primaires.

Le jour de l'incident, l'exploitant n'a pas engagé toutes les actions nécessaires pour maintenir la pression au-dessus du seuil fixé par les STE. En particulier, le fonctionnement des résistances électriques a été interrompu.

L'apparition d'alarmes de pression basse dans le circuit primaire a permis de détecter l'anomalie et de rétablir les conditions normales de fonctionnement.

La baisse de pression observée a été de faible amplitude. Elle n'a eu aucune conséquence pratique sur le fonctionnement des pompes primaires.

Néanmoins, en raison de la répétition d'événements identiques survenus en 1994, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Réacteur 2

L'**inspection** du 16 janvier a porté sur plusieurs événements survenus au cours de l'arrêt annuel pour rechargement du réacteur en juin 1996 et ayant mis en cause le comportement et la surveillance par l'exploitant de certains prestataires.

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

Dans la journée du 9 janvier, l'exploitant a contrôlé la contamination de l'eau de pluie de la fosse de rétention des 4 cuves de stockage du nitrate d'uranyle.

Selon la concentration en uranium, cette eau est orientée vers la station de traitement des effluents liquides non contaminés ou vers une installation de traitement d'eau contaminée.

Une erreur de mesure a conduit à décréter non contaminée une eau qui l'était légèrement, à cause de la fuite d'une vanne d'isolement détectée tardivement.

L'eau légèrement contaminée a donc été traitée comme un effluent non contaminé. Les résidus de ce traitement contenant un faible taux d'uranium, leur destination sera le Centre de stockage de déchets de l'ANDRA et non un autre centre de stockage.

Cet **incident** n'a pas eu de conséquence pour les personnes ni pour l'environnement. Cependant en raison du non-respect d'une prescription technique, il est classé **au niveau 1** de l'échelle INES.

L'**inspection** du 23 janvier a porté sur les matériels d'alimentation électrique de l'usine, en particulier sur les dispositions d'exploitation et de surveillance prises par l'exploitant pour assurer la sûreté des installations en cas de perte partielle ou totale des alimentations électriques

► **Installation TU5 et usine W de COGEMA**

Le 20 janvier s'est déroulée une **inspection** sur les unités de traitement chimique de l'uranium, à savoir l'atelier TU5 de conversion, sous forme solide aisément entreposable et recyclable, du nitrate d'uranyle issu du traitement des combustibles usés, et l'usine W de défluoration de l'uranium naturel appauvri. Cette inspection a porté particulièrement sur l'exploitation des parcs d'entreposage associés aux unités de fabrication.

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

L'**inspection** du 20 février a eu pour objectif de contrôler l'organisation mise en place par l'exploitant pour respecter les prescriptions de l'arrêté ministériel du 10 août 1984 relatif à la qualité et d'en vérifier les conditions d'application sur quelques exemples.

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

L'**inspection** du 28 janvier a été consacrée au respect par l'exploitant des prescriptions techniques relatives aux installations classées pour la protection de l'environnement qui sont implantées sur le site, ainsi qu'à la qualité des essais périodiques les concernant. Un point concernant les appareils à pression a également été effectué.

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

Le ministre de l'environnement et le ministre de l'industrie, de la poste et des télécommunications ont **autorisé** l'exploitant :

– à mettre en exploitation le local dit « boquette Ouest » pour y effectuer

des travaux sur des matériels contaminés avec de l'uranium issu du re-traitement. Cette autorisation fait suite à celle délivrée le 6 août 1996 de mise en actif de cette boquette avec des matériels contaminés par de l'uranium naturel (cf. Contrôle n° 113) et à l'approbation par le ministre du travail et des affaires sociales, conformément à l'article 5.3 du décret du 22 juin 1984 autorisant la création de cette installation (lettre du 3 février) ;

– à mettre en actif un nouveau local dénommé « casemate 4 ». Cette installation est destinée à la réalisation de démantèlement, démontages, décontamination, essais et maintenance sur des matériels contaminés. Cette autorisation a impliqué la notification par les ministres de nouvelles prescriptions techniques.

Le 3 février, les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie ont **autorisé** la réalisation de travaux de contrôle et de reconditionnement de matériels contaminés par de l'uranium issu du traitement des combustibles usés, à l'intérieur du local dit « boquette Ouest 1 ». La « boquette Ouest 1 » avait été mise en service en août 1996 (cf. Contrôle n° 113). L'accord ne concernait alors que des opérations sur des matériels contaminés par l'uranium naturel.

Le 12 février, les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie ont **autorisé** la mise en service de la « Casemate n° 4 » aménagée à l'intérieur du hall de l'unité de revêtement de surface de l'installation. Alors que les « boquettes » constituent des cellules métalliques de confinement, les « casemates » sont des cellules de confinement réalisées entièrement en béton armé. La casemate n° 4 est destinée à offrir divers services liés à l'industrie nucléaire : démontage, démantèlement, décontamination, usinage, essais et maintenance sur du matériel contaminé.

Réunions et inspections hors installations nucléaires

Le 8 janvier une **inspection** s'est déroulée dans les ateliers de la société Stein Industrie pour contrôler les conditions de fabrication des échangeurs intermédiaires et des collecteurs de rechange destinés au réacteur Phénix.

L'**inspection** du 16 janvier, réalisée à Juzbado (Espagne) chez le fabricant ENUSA, a eu pour objectif de s'assurer par sondages de la qualité des combustibles fournis, principalement au travers de la surveillance exercée par le fabricant et des contrôles réalisés par EDF. La première recharge complète fabriquée par ENUSA sera livrée prochainement sur le site de Belleville (Cher).

Au cours d'une **réunion technique** organisée le 22 janvier au Service de contrôle des matériaux irradiés de Chinon, EDF a présenté à l'Autorité de sûreté les premiers résultats d'expertises des coudes moulés des tuyauteries primaires qui ont été déposés en 1995 sur la centrale de Dampierre 3. Ces expertises ont été demandées pour affiner les prédictions sur le vieillissement thermique du matériau utilisé et apporter des éléments de justification sur la tenue en service des coudes moulés installés sur le circuit primaire.

L'**inspection** du 30 janvier réalisée à l'établissement FBFC de Romans a permis de vérifier la qualité de la fabrication des combustibles FRAGEMA, notamment les qualifications de produits nouveaux. La surveillance des prestataires et des approvisionnements a été également examinée.

Une **réunion technique** s'est déroulée le 31 janvier entre EDF et la DSIN pour examiner le programme de caractérisation des lingots forgés constituant les cuves des réacteurs dans le cadre de l'estimation du vieillissement de ces cuves.

Le 6 février une **réunion technique** a été organisée avec EDF et Framatome pour faire le point d'avancement de la revue de conception des équipements internes des générateurs de vapeur, discuter des conclusions retenues par l'exploitant et examiner les actions qu'il compte mettre en œuvre pour limiter les dégradations de ces appareils.

Le 7 février une **réunion technique** a été organisée avec le constructeur Framatome pour faire un point d'avancement du dossier d'étude et de justification de l'absence de risque de rupture brutale du circuit primaire principal pour le palier N4.

Ce dossier sera présenté aux experts de la Section permanente nucléaire en 1998.

L'**inspection** du 11 février, réalisée au siège de l'ANDRA, a eu pour objectif l'évaluation de l'organisation de l'assurance qualité au sein de l'agence. L'impact de la réorganisation mise en place en décembre 1996 a été plus particulièrement examiné.

Le 13 février, le BCCN a assisté à l'épreuve hydraulique réglementaire de la dernière volute de la pompe primaire destinée à Civaux 2. Cette épreuve s'est déroulée de façon satisfaisante dans les ateliers de Creusot-Loire Industrie au Creusot.

Cette volute a été fabriquée pour remplacer la volute rebutée en 1996 à la demande de l'Autorité de sûreté.

Au cours d'une **réunion technique** qui s'est déroulée le 17 février, EDF a présenté à la DSIN un point d'avancement des travaux en cours sur la fragilisation en service de certains aciers inoxydables martensitiques sous l'effet de la température. Les expertises réalisées confirment l'existence de ce phénomène qui devra conduire l'exploitant à définir un programme de remplacement des pièces concernées.

Une **réunion technique** a été organisée à Lyon le 20 février pour faire un point d'avancement des travaux de rénovation des boucles secondaires du réacteur Phénix et des expertises associées.

Au cours d'une **réunion technique** qui s'est tenue le 25 février, sur le thème « justification de la tenue en service des cuves des réacteurs de 900 et 1300 MWe », EDF a indiqué à l'Autorité de sûreté et à son appui technique les grandes lignes de ce dossier qui sera présenté aux experts de la Section permanente nucléaire à la fin de l'année 1997. La démonstration du maintien de la résistance des cuves en situations accidentelles est un élément fondamental de l'évaluation de la durée de vie des réacteurs. Cette démonstration pourrait nécessiter la réalisation de contrôles spécifiques des cuves lors des prochaines deuxièmes visites décennales de ces réacteurs qui devraient débuter en 1998.

Le 27 février s'est tenue à Dijon, dans les locaux du BCCN, une **réunion technique** organisée avec EDF pour préciser les dispositions envisagées sur les réacteurs de 900 MWe à la suite de la fuite détectée sur le circuit d'injection de sécurité du réacteur de Dampierre 1 en décembre 1996.

En bref... France

Déconcentration des décisions administratives individuelles

Dans le cadre général de la réforme de l'Etat, a été publié au Journal officiel du 18 janvier 1997 le décret n° 97-34 du 15 janvier 1997 relatif à la déconcentration des décisions administratives individuelles.

Ce décret prévoit qu'à partir du 1^{er} janvier 1998 les décisions administratives individuelles des administrations civiles seront prises par les préfets.

Toutefois des dérogations à cette règle générale pourront être décidées par des décrets en Conseil d'Etat.

Une circulaire du Premier ministre, datée du 7 mars 1997 et parue au Journal officiel du 13 mars, précise que les dérogations ne pourront reposer que sur des arguments très sérieux. Elles ne pourront donc concerner que des procédures nécessitant, du fait de leur enjeu, une appréciation nationale et donc une décision centrale. Les décisions administratives instruites par la DSIN concernées par cette nouvelle réglementation sont de quatre types :

- les autorisations d'installation et d'exploitation de laboratoires souterrains pour l'étude du stockage des déchets radioactifs ;
- les autorisations de création d'installations nucléaires de base et les autorisations subséquentes ;
- les autorisations de prélèvements d'eau et de rejets liquides et gazeux des installations nucléaires de base ;
- des décisions prises dans le cadre de la réglementation sur les appareils à pression.

Protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants dans les installations nucléaires de base

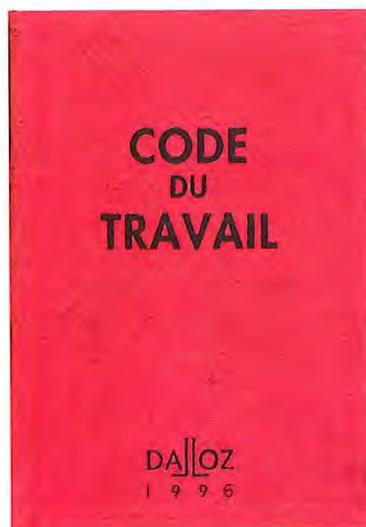
Les dispositions du décret n° 97-137 du 13 février 1997, modifiant le décret n° 75-306 du 28 avril 1975, et publié au journal officiel du 15 février, visent à améliorer la surveillance médicale des travailleurs « extérieurs » employés dans les INB :

- en augmentant le temps minimal consacré par les médecins du travail à cette surveillan-

ce, qui passe à une heure par mois pour cinq salariés ;

- en confiant cette surveillance à des médecins spécialement formés à la radioprotection, cette formation étant sanctionnée par une habilitation du service de médecine du travail concerné, prononcée par le directeur régional du travail, de l'emploi et de la formation professionnelle ; faute d'une telle habilitation, la surveillance médicale des travailleurs en cause doit être confiée au service de médecine du travail de l'INB.

Ce décret se situe dans le cadre d'une volonté générale des Pouvoirs publics d'améliorer la protection des travailleurs « extérieurs » employés dans les INB, motivée en particulier par la transposition de la directive européenne 90/641/EURATOM.



Demandes d'autorisation d'installation et d'exploitation de laboratoires souterrains déposées par l'ANDRA

Les demandes déposées par l'ANDRA, le 2 juillet 1996 pour le site de l'Est, le 19 août 1996 pour le site de la Vienne et le 30 septembre 1996 pour le site du Gard, font l'objet d'une instruction approfondie, avec enquêtes publiques dans les zones intéressées :

- à partir du 3 février pour le site de la Vienne ;
- à partir du 17 février pour le site du Gard ;
- à partir du 3 mars pour le site de l'Est.

Les trois enquêtes ont été ouvertes par arrêté interpréfectoral pour une durée de deux mois. Elles concernent la procédure principale et les procédures associées, notamment au titre de la législation des installations classées pour la protection de l'environnement, de la loi sur l'eau, et de la délivrance du permis de construire.

Réunion du Groupe permanent « réacteurs »

Le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs s'est réuni le 9 janvier pour continuer l'étude des options de sûreté du projet EPR (programme de recherche et développement et protection du circuit secondaire contre les surpressions).

Cette réunion a servi de préparation à une réunion commune avec son homologue allemand la RSK le 15 janvier sur les mêmes sujets.

Réunion du Groupe permanent « usines »

Le Groupe permanent d'experts chargé des usines a examiné le rapport de sûreté, les règles générales d'exploitation ainsi que le programme des opérations d'assainissement transmis en 1996 par le Laboratoire de chimie du plutonium (LCPu) du Centre d'études de Fontenay-aux-Roses.

Réunion de la Section permanente nucléaire de la CCAP

La Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression (CCAP) s'est réunie le 28 janvier pour examiner deux dossiers :

- les résultats de la visite complète initiale du circuit primaire principal et le point zéro du circuit secondaire principal de Civaux 1 (un des éléments préalables à la signature par le directeur de la DRIRE Bourgogne du procès-verbal d'épreuve général du circuit primaire principal de ce réacteur) ;
- la modification des conditions d'application de la réglementation aux pièces de rechange destinées à équiper les circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs à eau pressurisée exploités par EDF.

Exercice de crise sur la centrale de Chooz

Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le 21 janvier à la centrale nucléaire de Chooz. Cet exercice a permis de tester l'organisation que mettraient en place EDF et les Pouvoirs publics pour faire face à un accident nucléaire.



Centrale de Chooz

L'exercice, qui s'est déroulé de 8 h à 15 h environ, a mobilisé les équipes de crise :

- de la préfecture du département des Ardennes. Le poste de commandement fixe (PCF) mis en place à la préfecture de Charleville-Mézières 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, un PC « opérations » regroupant les moyens d'intervention a été installé dans la commune de Vireux-Molhain et un PC communal a été mis en place par la commune de Chooz ;
- 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 Champagne-Ardenne ;
- d'EDF, au niveau national et sur le site de Chooz ;
- 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 la préfecture a testé en situation réelle les mesures d'alerte et de protection de la population.

Toute la population du village de Chooz a été associée à l'exercice. Des messages d'alerte ont été diffusés par des véhicules équipés de sirènes et par une radio locale ; les habitants du village présents (environ 800 personnes) ont été mis à l'abri.

Une pression médiatique a été simulée afin de tester la capacité de réponse des cellules de communication mises en place au niveau national. Des centres de presse ont été ouverts à la préfecture de Charleville-Mézières et à Vireux-Molhain afin d'accueillir les journalistes qui suivaient l'exercice.

La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice comprenait deux défaillances successives sur le réacteur nucléaire fictif numéro 3 de la centrale de Chooz B (qui ne compte que deux réacteurs) : une rupture de tube de générateur de vapeur et le dysfonctionnement d'une soupape du générateur de vapeur affecté par cette rupture.

En situation réelle, cet accident aurait été classé au niveau 3 de l'échelle INES qui compte 7 niveaux.

Des observateurs belges et suédois ont assisté à l'exercice dans les PC locaux et nationaux.

Exercice de crise sur la centrale de Chooz, premiers bilans

Le 7 février, le représentant du préfet des Ardennes a réuni les services de l'Etat ayant participé à l'exercice de crise du 21 janvier. Cette réunion a été consacrée aux missions des services, à l'organisation et au fonctionnement du poste de commandement fixe (préfecture de Charleville) et du poste de commandement opérationnel (Vireux-Molhain).

Le 11 février, le représentant du préfet des Ardennes, accompagné par les représentants des principaux services ayant contribué à l'exercice du 21 janvier (gendarmerie, pompiers, direction départementale des affaires sanitaires et sociales, DRIRE), a animé, avec le maire de Chooz, une réunion publique avec les habitants de la commune. Cette réunion a été consacrée à l'organisation locale des mesures de protection de la population et à la diffusion de l'information. Les habitants présents de la commune de Chooz ont déclai-

ré être prêts à approfondir, à l'occasion d'exercices locaux, certains aspects de l'organisation au niveau communal.

La réunion d'évaluation nationale de cet exercice s'est tenue le 26 février à la DSIN. Le maire de Chooz, les représentants de la DSIN, du préfet des Ardennes, de la DRIRE Champagne-Ardenne, de l'IPSN, du ministère de l'intérieur, de l'OPRI, de Météo France et d'EDF ont tiré les premiers enseignements de cet exercice en ce qui concerne le scénario technique de l'exercice, le déroulement des opérations dans la commune de Chooz et les processus d'échange d'information. Les actions d'amélioration engagées feront l'objet d'une nouvelle rencontre au second semestre de cette année.

Réunions de la CLI de Cadarache

La Commission locale d'information (CLI) de Cadarache s'est réunie en assemblée générale le 5 février, sous la présidence de Monsieur Maggi, président délégué. La CLI a approuvé son nouveau règlement intérieur. Elle a ensuite travaillé sur le thème de la santé autour de Cadarache.

La sous-commission « surveillance de l'environnement » s'est réunie à deux reprises le 22 janvier et le 20 février. Elle a en particulier examiné les réponses apportées à des questions posées par la Commission de recherche et d'information indépendante sur la radioactivité (CRII-RAD) et l'Union régionale vie nature (URVN).

La sous-commission « communication » s'est réunie le 20 février pour travailler sur les prochains numéros de la lettre de la CLI.

Réunion de la CLI de Cruas

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 31 janvier à Privas au siège du Conseil général de l'Ardèche. L'ordre du jour a notamment porté sur les points suivants :

- exposé par l'exploitant concernant le bilan du fonctionnement des 4 réacteurs de 900 MWe de la centrale nucléaire de Cruas durant l'année 1996 ;
- bilan radioécologique décennal du site réalisé par l'IPSN ;
- l'action de l'Autorité de sûreté en 1996, présentée par la DRIRE Rhône-Alpes.

Réunion de la Commission de surveillance de la centrale de Fessenheim

La Commission de surveillance de la centrale de Fessenheim qui s'est réunie le 14 janvier a examiné :

- les problèmes liés au vieillissement de la centrale. Elle a décidé de préparer et d'organiser, à l'occasion des prochaines visites décennales une expertise confiée à des experts indépendants ;
- un rapport présenté par un expert indépendant, à partir de l'expérience du dernier exercice de crise, concernant la mise en œuvre du plan particulier d'intervention (PPI) du site de Fessenheim.



Centrale de Fessenheim

Réunions de la CLI du Gard (Marcoule)

La sous-commission « scientifique » et le bureau de la Commission locale d'information (CLI) se sont réunis le 3 février pour évoquer l'étude de l'IPSN « contribution méthodologique à l'évaluation de l'impact dosimétrique du fonctionnement du site de Marcoule ».

Les sous-commissions « santé » et « communication » se sont réunies le 6 février pour travailler respectivement sur l'étude épidémiologique engagée par la CLI en 1996 et le prochain numéro de la lettre de la CLI.

Le même jour, une présentation a été faite sur les activités du CODEM, GIE mis en place à Marcoule pour les futures opérations de conditionnement de déchets et de démantèlement.



Centrale de Nogent-sur-Seine

CLI de Nogent-sur-Seine

Le maire de Nogent-sur-Seine, président de la Commission locale d'information (CLI) de Nogent-sur-Seine, a remis le 8 janvier aux maires de la région de Nogent la fiche réflexe utilisable en situation de crise. Ce document, volontairement simple, a été élaboré par un groupe de travail constitué d'élus de la région de Nogent et du Comité de pilotage de la CLI. Il précise les principales actions que devrait engager le maire pour l'organisation et le suivi, dans sa commune, des dispositions décidées dans le cadre du plan particulier d'intervention (PPI) (mise à l'abri, recensement des populations fragiles, ...). Il avait été présenté à la Commission locale d'information au cours de la réunion plénière du 15 novembre 1996.

Réunions du bureau de la CLI de Paluel/Penly

La Commission locale d'information (CLI) de Paluel/Penly a tenu deux réunions de bureau (les 7 et 25 février) afin d'établir le bilan financier de 1996 et de préparer les activités de 1997.

Mise en place de la Commission de surveillance du Centre de stockage de la Manche

Le 3 février, le ministre de l'environnement a participé à la réunion de la Commission locale d'information auprès de l'usine COGEMA de La Hague et a mis en place la Commission de surveillance du Centre de stockage de la Manche, créée conformément aux conclusions de la Commission présidée par Monsieur Turpin par un arrêté du préfet de la Manche en date du 18 décembre 1996.

Relations internationales

AIEA

Une délégation de la DSIN a participé du 24 au 27 février à Vienne à un cycle de réunions entre Autorités de sûreté (Peer Discussions on Regulatory Practices) organisé par l'AIEA. Cette participation se situe dans le cadre d'une session qui a réuni entre septembre 1996 et février 1997 une vingtaine de pays pour étudier l'approche réglementaire du démantèlement des installations nucléaires dans les Etats membres.

Convention sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs

Le Groupe d'experts chargé d'élaborer un projet de convention s'est à nouveau réuni sous la présidence du professeur Baer, du 13 au 17 janvier en Afrique du Sud. Si des progrès notables ont été enregistrés, il reste plusieurs divergences de fond : l'inclusion dans le champ de la convention des déchets militaires et des combustibles usés, la façon de couvrir les mouvements transfrontières sont autant de sujets non résolus aujourd'hui, même si, en particulier sur les combustibles usés, une très large majorité se dégage en faveur de la solution proposée par la France d'une convention à deux objets, les combustibles usés d'une part, les déchets radioactifs d'autre part.

Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE

Un représentant de la DSIN a participé, du 20 au 23 janvier 1997, à un séminaire sur l'évaluation de la sûreté à long terme des stockages géologiques de déchets nucléaires, organisé par l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE à Cordoue en Espagne. Ce séminaire était consacré à examiner les réglementations des différents pays représentés et l'expérience acquise par les exploitants en matière de démonstration de sûreté de stockages éventuels.

Belgique

Le 21 janvier un exercice de crise concernant la centrale de Chooz B a été organisé (cf. En bref... France). A l'invitation de la DSIN, des représentants des Autorités belges et de l'or-

ganisme agréé AIB Vinçotte Nucléaire sont venus à Paris et à la préfecture de Charleville-Mézières observer le déroulement de cet exercice.

G7 - Groupe de travail sur la sûreté nucléaire

Le Groupe de travail sur la sûreté nucléaire créé au sein du G7 s'est réuni à Washington du 10 au 12 février. Une rencontre avec les Autorités ukrainiennes a été l'occasion de passer en revue l'avancement des actions décidées dans le mémorandum signé le 20 décembre 1995 entre l'Ukraine et les pays du G7 en vue de la fermeture de la centrale de Tchernobyl à l'horizon 2000. Une deuxième rencontre avec les Autorités russes a permis d'obtenir des précisions sur les mesures que la Russie compte mettre en œuvre avant d'autoriser le fonctionnement prolongé des centrales les plus anciennes.

Allemagne

Le Comité de direction franco-allemand sur la sûreté nucléaire (DFD) s'est réuni le 30 janvier à Paris. Les discussions ont porté sur les travaux communs relatifs à EPR, sur l'assistance aux pays d'Europe Centrale et Orientale ainsi que sur les résultats d'un groupe de travail mis en place pour comparer les stratégies pour les déchets de très faible activité provenant des installations nucléaires dans les deux pays : la DFD a reconnu, dans une déclaration commune, un certain nombre de principes qui régissent la sûreté de la gestion de ces déchets dans les deux pays.

Le groupe de travail mis en place par le Comité de direction franco-allemand sur la sûreté nucléaire (DFD) pour examiner les méthodologies d'évaluation de sûreté à long terme des stockages géologiques profonds a tenu sa deuxième réunion à Cologne le 31 janvier. Cette réunion, où la délégation française était composée de représentants de la DSIN, de l'IPSN et de l'ANDRA, a principalement porté sur la comparaison des objectifs de sûreté et de radioprotection et sur l'examen des principes de conception des stockages.



Ottawa

Canada

Une mission de la DSIN s'est rendue au Canada les 10 et 11 février afin de définir le poste au sein de la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) du Canada qui pourrait être confié pendant une longue durée à un ingénieur de la DSIN, dans le cadre des échanges de personnel entre Autorités de sûreté.

La CCEA accueille très favorablement cette demande et est prête à recevoir un ingénieur de la DSIN à partir de l'été 1997, dans une fonction qui pourrait être liée soit à la gestion des déchets, soit à la radioprotection appliquée.

Chine

Dans le cadre de l'accord de coopération entre l'Administration nationale pour la sûreté nucléaire de Chine (ANSN) et la DSIN, un séminaire a été organisé à Pékin du 20 au 25 janvier. Ce séminaire, animé essentiellement par le BCCN, avait pour objet la démarche française concernant le contrôle des équipements composant les circuits primaire et secondaire à toutes les phases, depuis la conception jusqu'à l'exploitation des installations.



Séminaire ANSN-DSIN à Pékin

Ce séminaire a été suivi par une vingtaine d'ingénieurs appartenant en majorité aux supports techniques de l'ANSN qui cherche à développer son activité dans ce secteur peu exploré jusqu'alors.

Espagne

Le Comité directeur franco-espagnol s'est réuni à Paris le 6 février. Les discussions ont principalement porté sur l'expérience d'exploitation des réacteurs et, plus particulièrement, sur les incidents mettant en cause les grappes de contrôle de la réactivité, sur l'organisation en cas de crise et sur les questions liées à la sûreté de la gestion des déchets. Pour approfondir les échanges entre les deux pays, le directeur de la sûreté des installations nucléaires et son homologue espagnol, le président du Consejo de Seguridad Nuclear, sont convenus d'organiser des inspections communes sur des réacteurs dans l'un et l'autre pays ainsi que des échanges d'inspecteurs pour des périodes courtes sur des thèmes particuliers.

Etats-Unis

A l'instar de la mission au Canada des 10 et 11 février, une mission de la DSIN s'est rendue aux Etats-Unis les 12, 13 et 14 février pour définir une fonction au sein de la NRC (Nuclear Regulatory Commission) où un ingénieur de la DSIN pourrait être détaché pour une longue durée.

La NRC a donné son accord pour accueillir un ingénieur de la DSIN dès l'été prochain, dans une fonction à Washington.

L'objectif de ces détachements est de permettre à terme un enrichissement de la DSIN par une meilleure connaissance du fonctionnement des Autorités de sûreté d'autres pays.

Au cours de cette réunion, les principaux responsables du Département des réacteurs ont fait part de l'intérêt qu'ils portaient à ce détachement.

Grande-Bretagne

Dans le cadre des échanges bilatéraux avec nos homologues du NII (Nuclear Installations Inspectorate), une réunion technique sur le thème des usines de fabrication de combustible s'est tenue les 27 et 28 février à Marcoule. Elle a été suivie par une visite de l'usine MELOX.

Indonésie

La DSIN a reçu la visite du directeur du BATAN (CEA indonésien) qui était accompagné d'un responsable de la planification de l'électricité au ministère de l'énergie. Il a confirmé que la loi sur le nucléaire n'était pas encore votée par le Parlement et que le nucléaire restait une alternative en matière d'énergie.

Japon

M. Tsuji, député de la préfecture de Fukui où se trouve, entre autres installations nucléaires, la centrale à neutrons rapides de Monju, a rendu visite à la DSIN le 6 janvier. Il a reçu une information précise concernant Superphénix et les plans d'urgence. Les propos tenus par M. Tsuji montrent que l'impact médiatique de l'incident de Monju a laissé des traces profondes tant dans le public que dans le monde politique.

Le 25 février, une délégation de JAPCO a été reçue conjointement par la DSIN et l'IPSN. JAPCO est une société créée à l'initiative des neuf électriciens japonais, en vue de développer l'électronucléaire. JAPCO exploite en particulier un réacteur graphite-gaz et le premier BWR, et envisage d'exploiter le premier APWR.

Cette visite a permis un échange concernant la réglementation en matière de déclassé-ment et de démantèlement de réacteurs. JAPCO arrête définitivement le réacteur graphite-gaz de Tokai (166 MWe) démarré en 1966.

Luxembourg

Les relations franco-luxembourgeoises se déroulent dans le cadre de l'accord gouvernemental signé en 1994 et instituant une Commission mixte de sécurité nucléaire. Un groupe de travail de cette Commission, rassemblant des représentants des Autorités luxembourgeoises, de la préfecture de Moselle, de l'Autorité de sûreté nucléaire et d'EDF, s'est réuni le 13 février à Luxembourg pour examiner le contenu et le format des informations techniques qui pourraient être transmises aux Autorités luxembourgeoises en cas d'accident sur la centrale de Cattenom. Les propositions retenues à l'issue de cette réunion seront examinées par la Commission mixte lors de sa prochaine réunion prévue le 15 mai à Paris.

Maroc

Dans le cadre de l'accord existant entre le ministère de l'énergie et des mines (MEM) du Maroc et la DSIN, une mission DSIN/IPSN s'est rendue à Rabat du 6 au 8 janvier.

L'objectif de cette mission était la mise en place pratique de l'assistance au MEM pour l'analyse du rapport de sûreté du Centre d'études de La Maamora.

Slovaquie

Dans le cadre du programme RAMG d'assistance à l'Autorité de sûreté slovaque, la DSIN a organisé du 13 au 17 janvier un séminaire traitant des problèmes liés au démantèlement des installations nucléaires. Les points de vue de la DSIN, du CEA et d'EDF sur les opérations de démantèlement ont été présentés aux trois experts de la délégation. Une visite des sites de Chinon A et EL4 a été organisée.



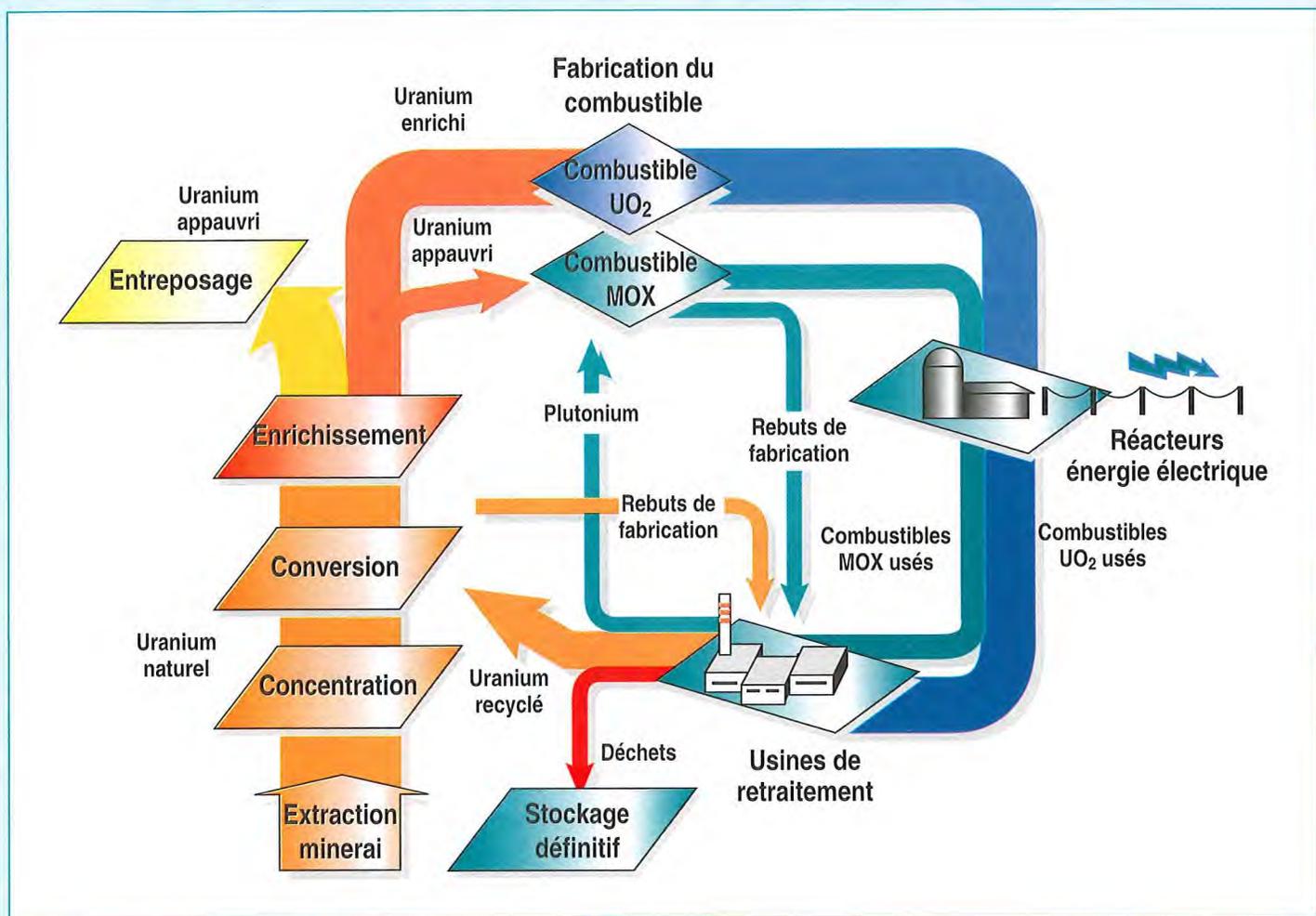
Centrale de Brennilis (EL4)

Dans ce même cadre, une réunion de concertation entre l'Autorité de sûreté slovaque et les Autorités de sûreté occidentales participant au programme a été organisée les 27 et 28 février. Son objectif était de déterminer les actions futures au titre du programme de deuxième année.

Ukraine

Le directeur de la DSIN a rencontré son homologue ukrainien le 4 février. Les discussions ont porté sur la coopération entre les deux Autorités de sûreté : après un bilan des actions menées en 1996, les actions pour 1997 ont été identifiées d'un commun accord.

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
- **La sûreté du cycle du combustible : la position de l'Autorité de sûreté**
Par Hervé Mignon, sous-directeur chargé du cycle du combustible, et Dominique Lagarde, sous-directeur chargé des réacteurs – DSIN
- **Combustible REP, acquis et attentes d'EDF**
Par Bernard Estève, sous-directeur, délégué aux combustibles – EDF production transport
- **L'impact à moyen et long terme des différentes options du cycle du combustible**
Par Noël Camarcat, directeur du cycle du combustible – Commissariat à l'énergie atomique (CEA)
- **La sûreté du transport des matières radioactives**
Par Jean-Christophe Niel, adjoint au chef du département de sécurité des matières radioactives – Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN)
- **Conversion de l'uranium de retraitement**
Par Jean-Marc Pillu, directeur adjoint de la Branche uranium – COGEMA
- **Sûreté de l'enrichissement de l'uranium**
Par François Giraud-Héraud, directeur général – usine George Besse, Eurodif production
- **L'assemblage combustible, convergence de trois métiers**
Par Philippe Beaudoin, directeur général adjoint – FBFC
- **Les usines de fabrication de combustibles d'oxydes mixtes en France – bilan et perspectives de l'année 1996**
Par Willy Fournier, président directeur général – usine MELOX
- **Le cycle du combustible nucléaire**
Par Evelyne Bertel, Ivan Vera et Nicholas Zarimpas – division du développement nucléaire de l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'Organisation pour la coopération et le développement économique (OCDE)
- **Points de vue extérieurs**
 - De qui se moque-t-on ?
Par Marc Faivet, conseiller régional écologiste indépendant, président du collectif national STOP MELOX et MOX
 - Le bouclage du cycle et le problème du plutonium
Par Monique Sené, présidente du Groupement de scientifiques pour l'information sur l'énergie nucléaire

Avant-propos

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 être conscient que les évolutions des combustibles nucléaires et de leurs conditions d'utilisation ne sont pas neutres en termes de sûreté. Elles impliquent, à chaque étape du cycle, de nouvelles études de sûreté, en fonctionnement normal ou en situation accidentelle, ainsi que de nouvelles évaluations de l'impact sur les travailleurs, la population et l'environnement.

L'Autorité de sûreté, pour sa part, reste vigilante et s'assure à chaque étape que les conditions de sûreté satisfaisantes sont réunies. Elle veille en outre à ce que les futures échéances soient clarifiées, afin de vérifier la cohérence des choix retenus et la bonne prise en compte de l'évolution dans le temps des installations les plus anciennes.

André-Claude Lacoste

Directeur de la sûreté des installations nucléaires

La sûreté du cycle du combustible : la position de l'Autorité de sûreté

Par **Hervé Mignon**, sous-directeur chargé du cycle du combustible, et **Dominique Lagarde**, sous-directeur chargé des réacteurs – DSIN

Recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau sous pression (REP), augmentation de l'enrichissement et du taux de combustion, utilisation de l'uranium issu du retraitement, accroissement de la manœuvrabilité des réacteurs : de nombreuses évolutions marquent l'ensemble du cycle du combustible.

Ces évolutions répondent souvent à des motivations économiques et industrielles des exploitants concernés, principalement EDF. Ainsi, par exemple, quand la France a décidé de procéder au retraitement du combustible irradié, le plutonium et l'uranium appauvri devaient être initialement recyclés dans des réacteurs à neutrons rapides ou surgénérateurs. Ce n'est que face aux incertitudes du devenir de cette filière que la France, qui disposait avec les installations de COGEMA à La Hague d'importantes capacités de retraitement, a décidé de se tourner vers une solution alternative, la fabrication de combustibles mixtes à base de plutonium et d'uranium (MOX) pour les REP.

L'Autorité de sûreté ne prend pas parti sur l'opportunité de ces évolutions qui répondent à une logique industrielle. Elle reste cependant vigilante et s'assure, à chaque étape, que les problèmes de sûreté soulevés sont analysés de manière approfondie. Elle ne donne son autorisation que si et lorsque les conditions de sûreté satisfaisantes sont réunies.

La sûreté du cycle du combustible

La fabrication du combustible, sa gestion au sein du cœur des réacteurs nucléaires, puis le retraitement de celui-ci à l'issue de son passage dans les réacteurs constituent le cycle du combustible. (cf. encadré. Page 31)

Chacune des étapes du cycle du combustible appelle la mise en œuvre d'usines ou de moyens de transport qui font l'objet d'autorisations spécifiques. Ces autorisations ne

sont délivrées qu'après vérification que les outils concernés respectent les normes existantes (criticité, radioprotection, conséquences des accidents, etc.) tant pour la protection des travailleurs que pour les conséquences sur l'environnement.

Les études de sûreté de l'ensemble des usines du cycle du combustible reposent, en particulier, sur les caractéristiques des matières nucléaires à l'entrée des procédés, qu'ils soient de conversion, d'enrichissement, de fabrication ou de retraitement. Ces caractéristiques ont en effet une influence sur les procédés et leur évaluation de sûreté, la radioprotection des travailleurs, la gestion des déchets de chaque unité de traitement, l'évaluation de l'impact des rejets, ainsi que les termes sources à prendre en compte en situation accidentelle. Ces caractéristiques dépendent de la composition d'origine du combustible, du taux de combustion, des qualités d'épuration du procédé de retraitement ou du procédé de conversion, des durées et de la forme chimique des entreposages intermédiaires.

Les évolutions des combustibles nucléaires et de leurs conditions d'utilisation ne sont donc pas neutres en termes de sûreté. Quelques exemples permettent d'illustrer leur impact :

L'adaptation aux nouvelles matières premières : l'uranium

La matière nucléaire utilisée dans la fabrication des combustibles voit son origine se diversifier. L'uranium utilisé est toujours majoritairement de l'uranium naturel ; mais l'apparition dans le cycle d'uranium provenant des usines de retraitement et d'uranium naturel « contaminé » lors des opérations d'enrichissement ou de transformation amène à de nouvelles évaluations de sûreté, notamment vis-à-vis des risques d'exposition interne et externe du personnel, et d'impact des rejets des usines.

L'Autorité de sûreté a ainsi précisé à FBFC qu'elle ne se prononcerait de manière définitive sur l'autorisation de mise en œuvre industrielle de ce type de fabrication qu'après modification des autorisations de rejets prenant en compte cette matière et lorsque la démonstration de la maîtrise des objectifs de radioprotection en matière de dose engagée pour les travailleurs serait satisfaisante.

La fabrication et l'utilisation du MOX

On assiste à la montée en cadence de la production de combustible à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium. La gestion des rebuts de cette production doit être mise en place et réglementée, en particulier pour le recyclage, dans les usines COGEMA de La Hague, des poudres MOX rebutées. Les évolutions de l'usine MELOX doivent aussi, avec toute la rigueur nécessaire, faire l'objet des procédures réglementaires adéquates.

L'augmentation du temps de combustion en réacteur

EDF souhaite tirer le plus d'énergie possible des assemblages combustibles, et en conséquence les laisser le plus longtemps possible dans le cœur des réacteurs électrogènes. L'augmentation de la durée de combustion en cœur des assemblages conduit à fragiliser les matériaux qui les constituent. En conséquence, l'Autorité de sûreté s'assure que la durée de combustion reste suffisamment faible pour que la tenue du combustible soit préservée en conditions normales de fonctionnement et également en situations accidentelles. L'Autorité de sûreté française est dans ce domaine parmi les plus prudentes sur la scène internationale.

Les évolutions des usines de retraitement du site de La Hague

La nature des combustibles à traiter par les usines de La Hague est en cours d'évolution : augmentation des taux de combustion, combustibles à base d'uranium de retraitement, combustibles à base d'oxyde mixte de plutonium et d'uranium, combustibles métalliques... Il faut aussi prévoir le traitement des déchets et rebuts provenant d'autres installations telles que les usines de fabrication de combustibles à base de plutonium, qui n'est pas autorisé par les décrets d'autorisation de création actuels.

L'Autorité de sûreté a donc engagé COGEMA à déposer une demande de révision des décrets réglementant les usines du site de La Hague. Ce dossier devra comprendre une étude de dangers et une étude d'impact globale (intégrant l'étude d'impact radiologique en vue de la révision des arrêtés d'autorisation de rejets) pour l'ensemble du site, ainsi que tout élément disponible quant à l'arrêt définitif et au démantèlement des ateliers anciens.

Pour l'Autorité de sûreté, le processus de révision des décrets d'autorisation de site de La Hague et, corrélativement, des arrêtés de rejets, est un sujet majeur. Ce processus est nécessaire pour permettre l'évolution des activités des installations dans des conditions de sûreté et de protection de l'environnement à la fois satisfaisantes et correctes sur le plan réglementaire.

La cohérence de la sûreté du cycle

Les autorisations délivrées par les Pouvoirs publics sont assorties de prescriptions techniques qui s'imposent aux exploitants. Ces prescriptions sont issues de l'analyse de dossiers transmis par les industriels et de la consultation des populations concernées.

L'évolution progressive des enrichissements et l'introduction du plutonium dans les combustibles ont conduit les exploitants à solliciter ponctuellement de nouvelles autorisations. Certaines incohérences apparaissent aujourd'hui dans les demandes effectuées pour les différentes phases du cycle du combustible. Or, une logique de cycle implique que l'on prenne en compte les interfaces entre les différentes étapes et les flux de matières correspondants.

Une réflexion a donc été initiée afin de vérifier la cohérence globale, à la fois sur les plans de la technique, de la sûreté et des autorisations réglementaires, des choix industriels faits en matière de combustible. La question de la gestion à long terme des combustibles irradiés, des résidus miniers et de l'uranium appauvri mérite d'être posée. Il importe aussi de prendre en compte les aléas et les incertitudes.

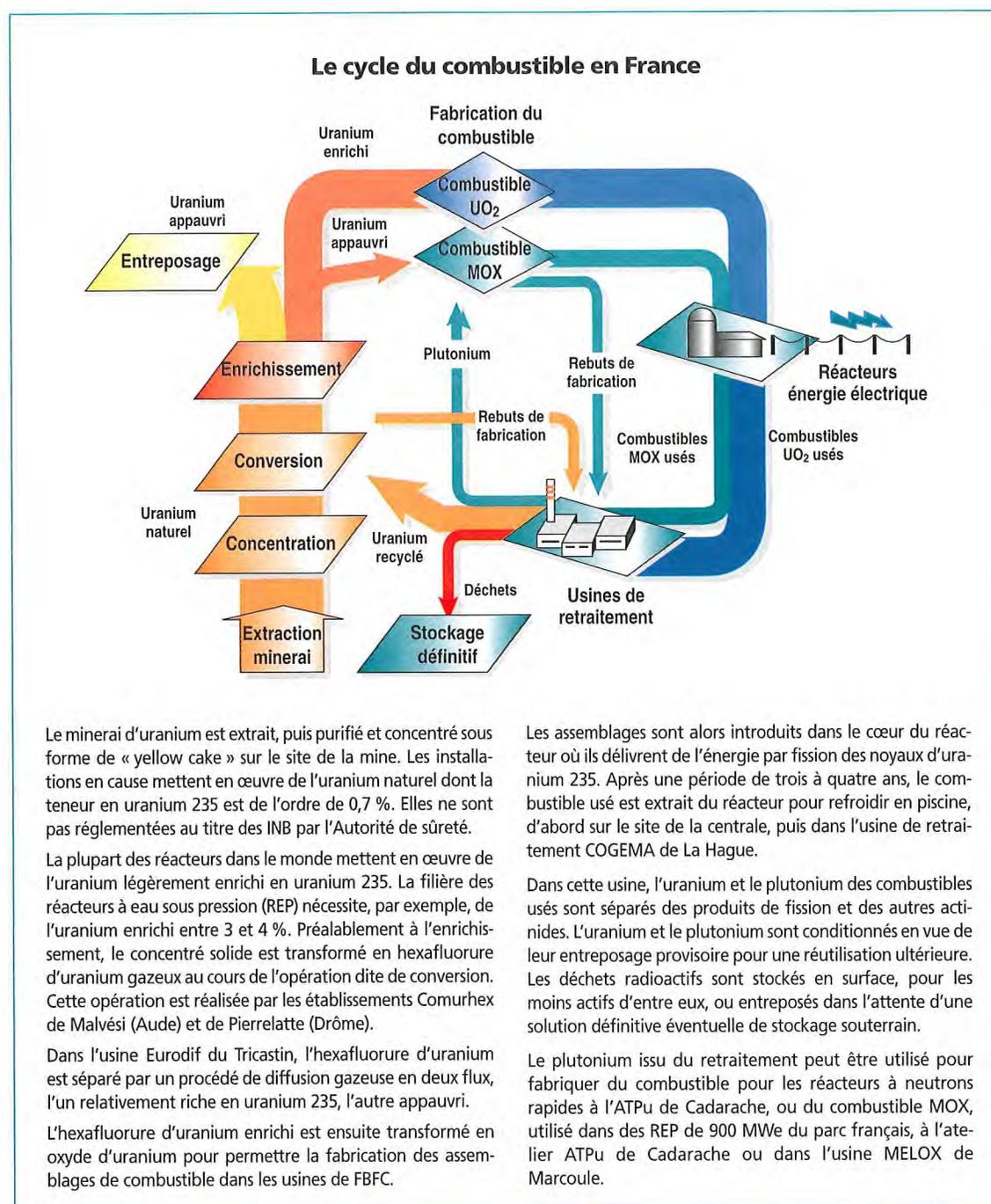
A plus court terme, cette réflexion doit amener à identifier les contraintes existantes et à fixer les priorités, tant au niveau des réacteurs que des usines du cycle. Il s'agit ainsi d'anticiper et de prévenir une saturation des capacités d'entreposage dans les centrales

électronucléaires, telle que celle constatée dans d'autres pays. L'Autorité de sûreté souhaite aussi éviter l'utilisation par les exploitants, comme palliatif, d'installations anciennes dont le cadre réglementaire et technique d'autorisation est moins strict.

Les échéances doivent donc être clarifiées. Il faut prendre en compte l'évolution dans le temps des installations nucléaires les plus anciennes et leur adaptation aux nouvelles exigences de sûreté. D'une manière générale, l'Autorité de sûreté s'assure que l'arrêt définitif de ces installations est anticipé par les exploitants et décidé à bon escient. Les réévaluations de sûreté, notamment vis-à-vis

du risque sismique, ont ainsi conduit la DSIN à demander à COGEMA de programmer peu après l'an 2000 l'arrêt de l'atelier ATPu situé à Cadarache, et de réduire la puissance thermique entreposée dans la piscine NPH de La Hague par rapport à celle prévue lors de la conception initiale.

Concernant les réacteurs à eau sous pression, dont l'arrêt définitif n'est pas à l'ordre du jour, l'Autorité de sûreté s'assure de la rigueur apportée par EDF à l'analyse des anomalies affectant le combustible en réacteur, en particulier les déformations empêchant les barres de contrôle de la réaction nucléaire de manœuvrer normalement.



Le minerai d'uranium est extrait, puis purifié et concentré sous forme de « yellow cake » sur le site de la mine. Les installations en cause mettent en œuvre de l'uranium naturel dont la teneur en uranium 235 est de l'ordre de 0,7 %. Elles ne sont pas réglementées au titre des INB par l'Autorité de sûreté.

La plupart des réacteurs dans le monde mettent en œuvre de l'uranium légèrement enrichi en uranium 235. La filière des réacteurs à eau sous pression (REP) nécessite, par exemple, de l'uranium enrichi entre 3 et 4 %. Préalablement à l'enrichissement, le concentré solide est transformé en hexafluorure d'uranium gazeux au cours de l'opération dite de conversion. Cette opération est réalisée par les établissements Comurhex de Malvézi (Aude) et de Pierrelatte (Drôme).

Dans l'usine Eurodif du Tricastin, l'hexafluorure d'uranium est séparé par un procédé de diffusion gazeuse en deux flux, l'un relativement riche en uranium 235, l'autre appauvri.

L'hexafluorure d'uranium enrichi est ensuite transformé en oxyde d'uranium pour permettre la fabrication des assemblages de combustible dans les usines de FBFC.

Les assemblages sont alors introduits dans le cœur du réacteur où ils délivrent de l'énergie par fission des noyaux d'uranium 235. Après une période de trois à quatre ans, le combustible usé est extrait du réacteur pour refroidir en piscine, d'abord sur le site de la centrale, puis dans l'usine de retraitement COGEMA de La Hague.

Dans cette usine, l'uranium et le plutonium des combustibles usés sont séparés des produits de fission et des autres actinides. L'uranium et le plutonium sont conditionnés en vue de leur entreposage provisoire pour une réutilisation ultérieure. Les déchets radioactifs sont stockés en surface, pour les moins actifs d'entre eux, ou entreposés dans l'attente d'une solution définitive éventuelle de stockage souterrain.

Le plutonium issu du retraitement peut être utilisé pour fabriquer du combustible pour les réacteurs à neutrons rapides à l'ATPu de Cadarache, ou du combustible MOX, utilisé dans des REP de 900 MWe du parc français, à l'atelier ATPu de Cadarache ou dans l'usine MELOX de Marcoule.

Combustible REP, acquis et attentes d'EDF

**Par Bernard Estève, sous-directeur, délégué aux combustibles –
EDF production transport**

Depuis vingt ans, la gestion des cœurs REP a sensiblement évolué. Les progrès réalisés sont soutenus par le retour d'expérience en exploitation, ainsi que par les résultats de R et D concernant la conception du combustible et les méthodes d'analyse.

Ces actions ont permis de mieux appréhender le comportement de l'assemblage et de ses conditions d'utilisation en réacteur, et donc d'optimiser les potentialités existantes tout en conservant des marges suffisantes tant sous l'aspect de la technologie que de la sûreté.

Notons que :

– le produit combustible est l'interface entre la matière nucléaire et la chaudière. Les évolutions du combustible ne peuvent donc s'apprécier qu'au regard des possibilités effectives d'accommodation des chaudières ;

– le séjour en réacteur du combustible n'est qu'une des étapes du cycle du combustible nucléaire. Les évolutions correspondantes sont donc parties intégrantes de la stratégie globale du cycle ;

– les éléments combustibles devraient bénéficier d'une retombée très positive de la standardisation du parc EDF. Ceux des vingt-quatre tranches 1300 MWe et N4, ne diffèrent que par leur longueur des éléments des trente-quatre tranches 900 MWe ;

– le coût du combustible (amont et aval) représente près du quart du coût de production du kWh nucléaire.

• La stratégie

La stratégie d'EDF concernant l'évolution des produits combustibles et leur utilisation en réacteur est basée sur une utilisation prudente et progressive des marges identifiées et des évolutions techniques, afin, dans le res-

pect des exigences de sûreté, de satisfaire aux principaux objectifs suivants :

– amélioration de la fiabilité du produit en réacteur, donc de l'activité de l'eau du circuit primaire ;

– réduction des doses reçues par le personnel ;

– réduction du coût de production du kWh.

Les campagnes allongées

L'allongement des campagnes est un objectif prioritaire d'EDF. Les motivations principales viennent de la recherche :

– d'un accroissement du niveau de sûreté lié à la réduction du nombre d'arrêts annuels sur chaque site, ce qui en permet une meilleure préparation et une amélioration de la qualité du suivi des interventions ;

– d'une diminution des bilans de dose collective, la plus grande partie de la dose correspondant aux périodes d'arrêt ;

– de gains de disponibilité donc d'une réduction des coûts d'exploitation.

A titre d'exemple, EDF a engagé la mise en œuvre sur les 1300 MWe, d'une gestion 3 cycles avec enrichissement 4 %. Cette gestion qui se substitue à la gestion 3 cycles, 3,1 % portera la longueur des cycles à 18 mois.

Le recyclage des matières fissiles issues du retraitement

Le recyclage du plutonium s'inscrit dans la stratégie de retraitement-recyclage poursuivie par EDF.

EDF souhaite avoir la possibilité d'introduire du MOX dans les 28 CP1-CP2 (16 autorisés dès le décret d'autorisation initial, 12 identiques nécessitant la modification du décret d'autorisation) ; ceci correspond à 22 à 24 recharges MOX par an.

Les tranches 900 MWe (initialement exploitées en 3 cycles UO_2 3,25 %) évoluent progressivement d'une gestion UO_2 4 cycles 3,7 % vers une gestion hybride MOX (70 % 4 cycles UO_2 3,7 %, 30 % 3 cycles MOX équivalent 3,25 %) déjà mise en œuvre sur dix tranches. EDF considère comme une priorité la possibilité d'évoluer vers des teneurs plus élevées en plutonium, permettant l'équivalence à de l'uranium naturel enrichi à 3,7 %, et ce malgré la dégradation des compositions isotopiques du plutonium issu de combustibles UO_2 de plus en plus irradiés. Pour être valorisées, ces teneurs nécessitent une augmentation des taux de combustion autorisés.

Le recyclage de l'uranium de retraitement enrichi (URE) est aujourd'hui mis en œuvre sur 2 tranches 900 MWe. L'étude de la cohabitation URE-MOX est en cours.

Tant pour le recyclage du plutonium que de l'uranium de retraitement, l'objectif d'EDF est de tendre à **la parité** des combustibles de recyclage, c'est-à-dire l'équivalence en possibilités de gestion en réacteur (enrichissements équivalents, taux de combustion autorisés et donc longueurs de cycles identiques à ceux de l' UO_2), l'absence de restriction en termes de manœuvrabilité au moins à l'équilibre, et la maîtrise des contraintes en matière de logistique de transport et de maintenance en centrales. Une **telle parité** confortera l'économie du retraitement/recyclage.

• **La situation actuelle**

Les performances du produit combustible

Les combustibles utilisés aujourd'hui sont des produits avancés de seconde génération. Leur conception date du début des années 90, elle a permis quatre avancées majeures :

- la réduction des doses reçues par le personnel par la généralisation des grilles en zircaloy ;
- la bonne tenue des crayons vis-à-vis de la corrosion, pour un épuisement moyen augmenté, tout en conservant des marges par rapport aux limites technologiques ;
- l'adoption généralisée de grilles à performances thermohydrauliques accrues permet-

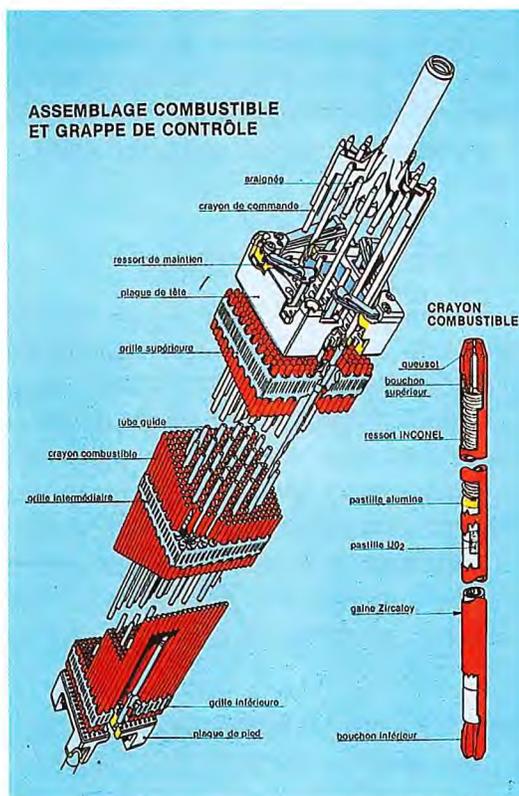
tant de dégager des marges vis-à-vis du phénomène d'ébullition critique ;

- l'utilisation systématique de dispositifs anti-débris, permettant d'augmenter la fiabilité de l'assemblage.

Le comportement du combustible en réacteur

Depuis le début de l'exploitation du parc REP (en 1977) jusqu'à la fin 96, environ 36500 assemblages combustibles ont été chargés en réacteurs. L'expérience EDF repose à ce jour sur plus de 550 campagnes-réacteurs.

La pénétration du MOX dans les tranches REP 900 MWe est en cours (10 tranches ouvertes aujourd'hui) : l'expérience d'exploitation du MOX est de 44 campagnes-réacteurs pour 570 assemblages MOX.



- La fiabilité

Le bilan du comportement du combustible durant l'année 1996 a été globalement satisfaisant avec un taux de perte d'étanchéité du gainage en nette amélioration par rapport à 1995, conduisant à des niveaux d'activité de l'eau du circuit primaire des tranches très largement inférieurs aux limites des spécifications techniques d'exploitation.

La principale cause de perte d'étanchéité est liée à la présence de corps migrants dans le circuit primaire. La généralisation progressive des dispositifs anti-débris en pied d'assemblages devrait apporter de nouveaux gains dans les deux ans à venir.

La bonne fiabilité du combustible REP peut être soulignée dans son ensemble, positionnant EDF parmi les premiers exploitants au niveau international.

– Les incidents de manutention

Des détériorations d'assemblages peuvent également se produire lors des manutentions. Le nombre d'assemblages détériorés en cours de manutention est en forte régression (10 assemblages en 96, pour 30 en 1995). La principale raison de cette diminution est l'amélioration des grilles carénées moins exposées à l'accrochage. De plus, des investissements importants ont été réalisés par l'exploitant tant au niveau du professionnalisme des intervenants que de l'optimisation des matériels et des procédures de manutention.

– Les déformations d'assemblages

En fin d'année 1995, puis durant l'année 1996, un nouveau type d'incident est apparu sur plusieurs tranches REP 1300 MWe : l'augmentation du temps de chute de certaines grappes, et dans certains cas l'insertion incomplète de la grappe. La cause de ces incidents est la déformation des assemblages qui augmente le frottement de la grappe dans les tubes-guides, voire entraîne une insertion incomplète de la grappe dans la zone amortisseur.

L'épaississement des tubes-guides a été décidé pour accroître la rigidité de la structure. D'autres modifications des assemblages sont en outre à l'étude.

Des incidents similaires sont survenus sur des tranches REP aux Etats-Unis, en Espagne, en Suède et en Belgique.

Le respect des exigences de sûreté

Les critères de sûreté associés au combustible constituent la base de l'approche de sûreté et contribuent au dimensionnement de la capacité de puissance du réacteur.

Le respect de l'intégrité du crayon combustible en situation accidentelle de classe 2 impose les critères suivants :

– le combustible doit présenter des performances élevées vis-à-vis du phénomène d'ébullition critique. Cet objectif est recherché en optimisant la géométrie des grilles de mélange, les performances étant quantifiées à l'aide d'essais en boucle expérimentale ;

– non-fusion à cœur de la pastille, traduite par le respect d'un critère en puissance linéique. Ce critère n'est pas limitatif aujourd'hui ;

– non-rupture de la gaine par interaction pastille-gaine, se traduisant par le respect d'une limite en puissance linéique beaucoup plus faible que celle de la non-fusion de la pastille. Les spécifications techniques d'exploitation associées sont contraignantes compte tenu des conditions de manoeuvrabilité particulières demandées aux réacteurs du parc EDF, qui conduisent à des sollicitations thermomécaniques des crayons plus sévères que chez nos voisins européens.

Ce dernier critère étant aujourd'hui dimensionnant vis-à-vis de la capacité de puissance des réacteurs, les fournisseurs de combustibles développent de nouveaux produits, notamment des alliages de gainage, devant permettre de repousser cette limite.

Les critères de sûreté à prendre en compte dans l'étude des accidents de classe 4 ont été réexaminés par l'Autorité de sûreté française dans le cadre de l'augmentation des taux de combustion.

La justification de la non-dissémination du combustible pour des crayons à haut taux de combustion lors d'un accident d'éjection de grappe a conduit à la réalisation de plusieurs essais de RIA (insertion massive de réactivité) dans la boucle CABRI. Les essais déjà réalisés confirment le respect du critère de non-dissémination de combustible dans le circuit primaire pour les combustibles UO_2 et MOX sur les gestions utilisées actuellement.

Concernant l'accident d'APRP (perte de réfrigérant primaire), la justification de la tenue de la gaine des crayons fortement irradiés durant ce transitoire doit être apportée. Des essais de trempe de gaines irradiées et oxydées ont été réalisés et ne remettent pas en

cause le critère concernant l'oxydation maximale acceptable en fin de transitoire, de 17 % en épaisseur.

L'épuisement maximal assemblage autorisé aujourd'hui est de 47 GWj/t, des dérogations étant obtenues chaque année pour quelques assemblages dépassant 47 GWj/t sans dépasser la limite de 50 GWj/t.

L'obtention d'une autorisation générique de 52 GWj/t nécessite l'instruction de questions de l'Autorité de sûreté concernant notamment le RIA et l'APRP. L'objectif d'EDF est d'obtenir cette autorisation en 1998.

• Les axes de développement

Les orientations d'EDF

Les principaux objectifs d'EDF concernant le développement des produits combustibles sont les suivants :

- maintenir une bonne fiabilité des produits, et en particulier résoudre à court terme le problème des déformations d'assemblages ;
- disposer pour les tranches existantes d'un produit à performances accrues vis-à-vis du phénomène d'interaction pastille-gaine afin d'assouplir les contraintes d'exploitation ;
- amener les performances des produits combustibles issus du retraitement-recyclage (MOX et URE) au niveau de celles du combustible à uranium naturel enrichi, en termes d'équivalence énergétique et d'épuisement ;
- disposer dans le courant de la prochaine décennie d'un produit combustible pouvant atteindre 60 GWj/t moyen lot en vue de la mise en œuvre de gestions optimisées pour EPR sans générer de contraintes sur l'exploitation des tranches, et sans dégrader leur niveau de sûreté et le niveau de fiabilité du combustible. Les retombées d'un tel programme haut taux de combustion pourraient être valorisées partiellement sur le parc actuel (gestion 3 cycles de 24 mois, gestion 5 cycles annuelle, ...).

L'augmentation des performances du combustible

D'importantes améliorations de conception sont nécessaires aussi bien au niveau du

crayon qu'au niveau de la structure, pour aller à des taux de combustion au-delà de 52 GWj/t.

Concernant le comportement du crayon combustible à fort épuisement, les principaux aspects à prendre en compte sont les suivants :

- pression interne due au dégagement des gaz de fission ;
- corrosion du gainage ;
- grandissement du crayon.

En ce qui concerne le comportement de la structure de l'assemblage, les aspects suivants doivent être analysés :

- tenue mécanique des grilles et des tubes-guides ;
- déformation du squelette ;
- usure par frottement crayon-grille.

La tenue du gainage à fort épuisement sera principalement garantie par l'utilisation d'alliages de zirconium optimisés au niveau des composants, ainsi que du processus de fabrication associé.

La tenue de la structure aux épuisements élevés est prise en compte également par les différents concepteurs, et ne devrait pas a priori poser de problèmes. Néanmoins, les récentes déformations d'assemblages observées nous incitent à rester vigilants.

Conclusions

L'augmentation des taux de combustion sur les combustibles uranium et plutonium demeure le point fort des actions de progrès dans la mesure où elle seule permettra des avancées vers des modes de gestion du futur plus intéressants pour l'exploitation des réacteurs en termes de sûreté et d'économie.

Pour ce qui concerne le recyclage des matières issues du retraitement, la parité des produits et des gestions en réacteur est elle aussi un objectif prioritaire d'EDF compte tenu de sa stratégie de retraitement/recyclage. Dans le cas du MOX, le fait qu'il s'agisse d'un produit jeune permet d'espérer, lorsque le retour d'expérience aux épuisements élevés sera disponible, l'atteinte des performances de son aîné UO₂.

L'impact à moyen et long terme des différentes options du cycle du combustible

Par Noël Camarcat, directeur du cycle du combustible – Commissariat à l'énergie atomique (CEA)

Introduction

Dans le choix des options du cycle du combustible la protection des personnes et de l'environnement représente un enjeu de société qui doit être pris en compte au même titre que les enjeux économiques et politiques. Dans ce contexte les actions de recherche et développement entreprises au CEA visent en particulier à préparer l'avenir du cycle du combustible dans son ensemble, à améliorer en permanence la sûreté, à accroître encore la protection de l'homme et de l'environnement. S'agissant de recherches à long terme et non pas encore d'ingénierie de détail ou de modalités précises d'exploitation, le panorama présenté ici soulignera les lignes de force des procédés à l'étude sur lesquels pourront s'appuyer les constructeurs et exploitants futurs pour assurer une sûreté optimale dans l'ensemble du cycle.

Les options de la recherche au CEA sur le cycle du combustible

Considérés séparément, les divers stades actuels du cycle sont l'objet de programmes importants de recherche à long terme avec pour objectif :

- soit de réduire fortement les coûts de production comme c'est le cas du procédé d'enrichissement SILVA (Séparation isotopique par laser sur la vapeur atomique d'uranium) ;
- soit d'allonger la durée de vie du combustible en réacteur ;
- soit d'améliorer le retraitement et d'étudier les performances de séparation des actinides et des produits de fission à vie longue, comme c'est le cas du programme SPIN, en vue d'une transmutation ultérieure dans un réacteur approuvé ;

- soit d'étudier des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans des formations géologiques profondes (notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains) ;
- soit d'étudier des procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée en surface de ces déchets.

Les trois derniers volets des programmes du CEA sont la conséquence directe de la mise en œuvre de la loi du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs. Ils sont exécutés soit directement par le CEA, soit en coopération avec l'ANDRA (Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs) pilote de l'axe 2 de la loi sur le stockage en formation géologique profonde.

L'enrichissement de l'uranium

Dans le domaine de l'enrichissement de l'uranium, le CEA, avec son partenaire COGEMA, travaille à la mise au point du procédé SILVA de séparation isotopique par le laser. Très sélectif, ce procédé de séparation ne nécessite qu'une seule étape pour produire l'uranium enrichi nécessaire aux combustibles des réacteurs nucléaires. Ceci est à comparer aux 1400 étapes de la diffusion gazeuse de l'usine Georges Besse. Ce procédé ouvre donc la voie à des usines compactes, modulaires et consommant peu d'énergie : vingt fois moins que l'usine de diffusion gazeuse qui a justifié la proximité d'une centrale nucléaire. Ce sont des avantages potentiels considérables pour réduire l'impact sur l'environnement de cette phase du cycle. L'objectif de ce programme est de préparer le renouvellement progressif des usines existantes à partir de la première décennie du siècle prochain.

Le combustible

Les travaux de recherche et de développement en matière de combustible portent tout particulièrement sur l'augmentation des taux de combustion (de 45 à 60 GWj/t) des crayons combustibles et l'allongement des cycles en réacteur (de 12 à 18 mois au plus). Les nouveaux concepts permettant d'incorporer la matière combustible dans une matrice céramique laissent espérer des durées de vie de 5 à 6 ans, au lieu de 4 ans actuellement. Les avantages en termes de sûreté, et surtout en termes d'économie, sont liés à la diminution du nombre d'interventions sur les réacteurs pour changer les combustibles, et à la diminution des quantités de combustibles usés à gérer en transport, entreposage, retraitement ou stockage. Les études visent également à augmenter la tenue des combustibles aux transitoires de puissance et à assurer une meilleure rétention des produits de fission en cas de défaut d'étanchéité. Elles portent simultanément sur les combustibles UOX à base d'uranium, et sur les combustibles MOX recyclant le plutonium, qui économisent la matière première.

Le retraitement des combustibles usés

Dans l'usine de retraitement, après dissolution du combustible irradié, on récupère 99,9 % de l'uranium et du plutonium. Les gaz libérés sont soigneusement traités pour ne laisser échapper dans l'atmosphère que des activités extrêmement faibles ou des gaz inertes chimiquement ou à faible durée de vie comme le krypton. L'iode est séparé puis rejeté en mer pour bénéficier d'une forte dilution isotopique. Les verres sont élaborés à partir de la solution restante qui contient les produits de fission et les actinides mineurs (Np, Am, Cm).

Ces opérations nécessaires au recyclage des matières énergétiques induisent d'autres déchets technologiques et de procédés. Ces déchets sont conditionnés dans des matrices stables à long terme en vue de leur transport et de leur entreposage. Leur activité ne dépasse pas quelques % de l'activité des verres. L'objectif des études en cours est de diminuer la contamination de ces déchets et de réduire leur volume d'un facteur 3 environ (programme SPIN-PURETEX).

Séparation-transmutation

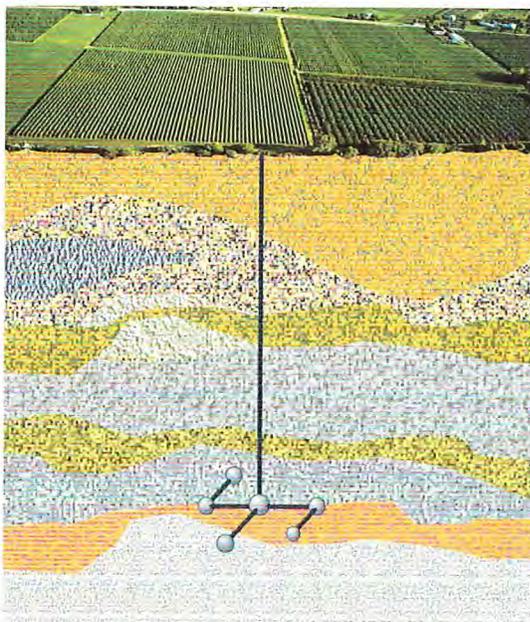
Un autre grand thème d'étude est relatif aux possibilités de séparation et transmutation des éléments à vie longue contenus dans les déchets. Pour les déchets contaminés en éléments à vie courte, il existe aujourd'hui une solution définitive : le Centre de stockage de l'Aube. Pour les autres déchets, le concept de séparation-transmutation consiste à transformer les isotopes à vie longue (> 30 ans), contenus dans les déchets nucléaires, en radio-isotopes à vie courte ou en isotopes stables. Des études sont en cours pour évaluer les différents moyens de séparer et transmuter les radio-éléments à vie longue.

Elles sont planifiées à travers des étapes de faisabilité scientifique et technique (programme SPIN-ACTINEX) pour aboutir en 2006 à un dossier d'évaluation qui permettra aux autorités compétentes de décider de l'intérêt de cette option vis-à-vis de la sûreté de gestion des déchets à vie longue.

La gestion ultime des déchets

Le conditionnement des déchets sous forme solide est le principe de base du confinement de la radioactivité qu'ils contiennent. Les études portent sur divers procédés : incinération, compactage, conteneur haute intégrité. A plus long terme elles se rapportent à de nouveaux matériaux de confinement : céramisation, vitrocéramique, bétons de très faible porosité. Les enjeux, outre la forme solide, sont la réduction de volume et la tenue à long terme vis-à-vis de l'environnement et du principal vecteur potentiel d'agression à long terme : l'eau.

Un autre domaine d'investigations poussées concerne les combustibles qui seront entreposés en attente et les colis de déchets. Ici la sûreté passe par le maintien des confinements : tenue à long terme des gaines des crayons combustibles entreposés, tenue à la corrosion des enveloppes en acier ou en béton des colis de déchets.



Les études relatives au stockage géologique des déchets de retraitement et des combustibles irradiés (stockage direct) sont menées en partenariat avec l'ANDRA. La migration des radionucléides dans le champ lointain

des colis a fait depuis 10 ans l'objet de nombreuses études et d'exercices internationaux de comparaison. On examine à présent le comportement des confinements dans le champ proche des colis qui s'étend de quelques mètres à quelques dizaines de mètres.

Il ne fait aucun doute que les travaux de recherche brièvement évoqués ici sont de nature à modifier et à améliorer à long terme les conditions de sûreté du flux de déchets issus du cycle du combustible.

Conclusion

Les options à moyen et long terme sur lesquelles s'appuient les programmes de recherche du CEA concourent à garantir la sûreté de l'exploitation et la protection du public et de l'environnement. L'objectif des recherches est d'ouvrir un panorama aussi large que possible de solutions techniques permettant de très bonnes conditions de sûreté vis-à-vis de l'environnement et de la santé des générations futures.

La sûreté du transport des matières radioactives

Par Jean-Christophe Niel, adjoint au chef du département de sécurité des matières radioactives – Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN)

Le 4 février 1997, à l'aube, un train transportant des combustibles irradiés, provenant de la centrale d'Emsland en Allemagne et à destination de l'usine de retraitement de Sellafield, en Grande-Bretagne, via Dunkerque, a déraillé à Apach, en Moselle. Cet accident, sans conséquences pour l'environnement et les personnes, a néanmoins rappelé que la France était parcourue par de nombreux transports de matières radioactives et qu'en ce domaine, comme dans celui de la sûreté des installations, la vigilance s'impose.



Dérailement d'un train transportant des combustibles irradiés à Apach (Moselle)

450 pour les combustibles irradiés, une dizaine pour les combustibles MOX et une cinquantaine pour la poudre d'oxyde de plutonium.

Ces colis sont très divers ; leur radioactivité varie sur plus de douze ordres de grandeur, soit de quelques milliers de becquerels (colis pharmaceutiques) à 10^{15} Bq (combustibles irradiés), et leur masse de quelques kilogrammes à une centaine de tonnes.

Les colis les plus robustes, c'est-à-dire ceux de type B ou « fissiles », doivent être conçus



Transport par route d'un château contenant des combustibles irradiés

Quelques données

300 000 colis de matières radioactives (i.e. un emballage et son contenu) sont transportés chaque année en France : les deux tiers contiennent des radio-isotopes, qui pour l'essentiel (90 %) sont des produits pharmaceutiques radioactifs et des isotopes pour la recherche médicale. Les colis de matières radioactives représentent 2 % des colis de matières dangereuses transportées en France. Parmi ceux-ci, les colis de type B ou « fissiles » (i.e. faisant l'objet d'une autorisation du ministère des transports), sont au nombre de 5 000, ce qui représente de l'ordre de 300 transports annuels pour les combustibles neufs,

pour éviter les risques de dispersion de matières radioactives, d'irradiation et de criticité dans les conditions normales et accidentelles de transport. Il faut donc qu'ils soient étanches, qu'ils arrêtent les rayonnements ionisants et qu'ils restent sous-critiques, y compris après les épreuves d'incendie ou d'impact. En général, ces colis sont donc équipés de protections thermiques et d'amortisseurs. Le niveau de protection requis explique donc que les emballages sont souvent très massifs. Ainsi, les emballages mis en cause dans l'accident d'Apach pesaient 94 tonnes pour un contenu radioactif de 3,5 tonnes.

La réglementation

En France, c'est le ministère des transports qui est en charge de la réglementation du transport des matières dangereuses et donc des matières radioactives. L'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) contribue à la gestion du risque lié aux transports de matières radioactives par ses expertises et ses recherches. Ainsi, chaque année, l'IPSN expertise, pour le ministère des transports, entre 150 et 200 dossiers de sûreté de colis dits de type B ou de colis fissiles. Par ailleurs, l'IPSN mène des recherches sur la sûreté des transports des matières radioactives, par exemple en étudiant les incendies à bord des navires ou les marges de sûreté présentées par les colis respectant la réglementation.

Les transports étant très souvent internationaux, cette réglementation est largement la transcription de recommandations internationales. Pour les matières radioactives, c'est l'Agence internationale de l'énergie atomique qui élabore ces recommandations avant que celles-ci ne soient reprises par les organisations modales (i.e. s'intéressant à un mode de transport particulier, maritime pour l'Organisation maritime internationale, aérien pour l'Organisation de l'aviation civile internationale) ou régionales (en Europe les conventions dites ADR pour la route ou RID pour le fer). C'est par l'intermédiaire de ces organisations modales ou régionales que ces recommandations deviennent d'application obligatoire en France.

Les colis de matières radioactives sont divisés en plusieurs catégories, selon leur activité massique ou totale ; ceux dont l'activité totale est la plus importante sont dits de type B ; de plus, les colis peuvent être dits « fissiles » lorsqu'ils sont consacrés aux transports de matières fissiles.

Selon la réglementation :

- l'expéditeur (et non le transporteur) est responsable de la sûreté au cours du transport ;
- la sûreté est assurée par le colis. De plus, jusqu'à récemment, la réglementation supposait que les conditions accidentelles réelles étaient correctement représentées par les mêmes essais réglementaires quel que soit le mode de transport, routier, ferré, aérien ou maritime.

La réglementation impose que tous les colis restent intègres dans les conditions normales

de transport ; de plus, les colis de type B ou les colis « fissiles », dont les modèles font l'objet d'un agrément spécifique du ministère des transports, doivent rester intègres dans des conditions accidentelles de transports. Ces conditions normales ou accidentelles de transport ne pouvant évidemment pas être reproduites exactement, elles sont représentées par des essais normalisés dits réglementaires. Ces essais sont effectués sur un modèle de colis pour obtenir son agrément. Ainsi, dans le cas des conditions accidentelles, le colis devra chuter de 9 mètres sur une cible indéformable (i.e. restituant intégralement l'énergie du choc au colis), de 1 mètre sur un poinçon, être plongé intégralement dans un feu d'une température d'au moins 800 °C pendant une demi-heure, être immergé pendant 1 heure à 15 mètres de profondeur (8 heures et 200 mètres pour les combustibles irradiés). De plus, la séquence d'essais et les essais eux-mêmes doivent être choisis de manière à maximiser le dommage au colis. Dans le cadre de l'expertise pour le ministère de transports, l'IPSN donne son accord à la séquence d'essais à réaliser et assiste à ces essais.

Toutefois, ce dernier principe évolue :

- en 1993, l'Organisation maritime internationale a défini des exigences applicables aux navires transportant des combustibles irradiés, du plutonium ou des déchets de très haute activité. Par exemple, les navires doivent être équipés d'une double coque, ne pas chavirer à la suite d'une collision avec un autre navire, avoir des moteurs et des alimentations électriques doublées, etc. Ces dispositions doivent rendre encore plus improbable les risques liés à un incendie important à bord ou à un naufrage ;
- en 1996, l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a introduit un nouveau type de colis spécifique du transport aérien avec des essais renforcés par rapport aux essais actuels pour prendre en compte les caractéristiques des accidents aériens, notamment la force des impacts au sol.

Les accidents de transport de matières radioactives

L'IPSN recense les incidents et accidents de transports de matières radioactives en France. Il s'agit de l'ensemble des faits ayant perturbé un transport, que la matière ait été

ou non impliquée dans l'événement. Depuis 1975, on observe une dizaine d'événements en moyenne par an. Le plus souvent, il s'agit d'accidents de la circulation. Dans près de la moitié des cas, le colis n'a pas été endommagé. Parmi tous ces incidents ou accidents, quelques-uns ont été plus importants.

L'accident de Montpellier

Une collision entre un train et un tracteur à bagages qui traversait la voie ferrée en gare de Montpellier a eu lieu le 21 septembre 1983. Des colis radioactifs de type A expédiés par l'ORIS se trouvaient dans les bagages : 7 boîtes en carton contenant divers radioéléments et 2 fûts contenant chacun un « générateur de technétium » à usage médical, le tout d'une activité totale de 15 milliards de becquerels. Les deux « générateurs de technétium » contenant du molybdène 99 ont été expulsés des colis et l'un d'eux, en se brisant, a contaminé la cabine de la motrice et le ballast de la voie ferrée. Les opérations de contrôle de contamination ont porté sur 291 personnes : 19 ont été faiblement contaminées, sans conséquence pour leur santé. La contamination qui en est résultée n'a pas été alarmante du fait des faibles quantités transportées et de la courte période radioactive des radioéléments. Les moyens de décontamination mis en œuvre ont été importants : deux voies ferrées ont été neutralisées pendant une journée et la motrice a fait l'objet d'une décontamination. Cet incident a conduit à une étude plus précise de ces « générateurs de technétium » qui a montré qu'il n'était pas nécessaire de modifier leur concept, la sûreté étant assurée in fine par leur faible contenu radioactif.

L'accident du Mont-Louis

Le 25 août 1984, à 15 km au large d'Ostende, le cargo français Mont-Louis coulait après avoir été abordé par un transbordeur. Reposant par 15 mètres de fond à marée basse sur un banc de sable, le navire contenait notamment 30 conteneurs industriels de type 48Y remplis d'hexafluorure d'uranium d'enrichissement inférieur à 1 %, représentant une masse totale de 350 tonnes d' UF_6 . La récupération de l'ensemble des 30 conteneurs s'est déroulée dans des conditions difficiles à cause d'une situation météorolo-

gique défavorable. Les conteneurs se sont révélés tous étanches, à l'exception d'un seul dont la vanne avait été déformée, entraînant une entrée d'eau d'environ 50 litres. Dans une démarche interactive entre la recherche et l'expertise, les études engagées, à la suite de cet événement, sur le comportement des conteneurs 48Y dans diverses conditions accidentelles ont débouché d'une part sur un renforcement de la réglementation, et d'autre part sur un programme de recherche franco-japonais, dit Ténérife, de tenue au feu de ces emballages, piloté par l'IPSN.



Programme de recherche Ténérife

L'accident de circulation de Lailly-en-Val

Le 15 juin 1987, un accident de circulation, impliquant un transport d'éléments combustibles irradiés venant de la centrale nucléaire de Saint-Laurent A, a eu lieu sur une route départementale à proximité de la centrale. L'emballage était de type B et pesait environ 60 tonnes dont 5 tonnes de combustible. Pour laisser passer une voiture qui doublait son camion, le chauffeur a fait une manœuvre qui a légèrement déporté la remorque sur le côté droit de la chaussée. Le bas-côté de la route s'est affaissé sous le poids et la remorque a basculé vers le fossé. L'emballage, qui était simplement posé et maintenu par des cornières-guides sur le plateau de la remorque, a basculé et est tombé dans le fossé, s'enfonçant de plus de 1 mètre dans la terre. Les moyens techniques nécessaires au relevage n'ont pu être acheminés qu'après d'importants délais liés à la nature même des matériels correspondants : en particulier, la grue venant de Limoges est arrivée près de 30 heures après l'accident ; une fois sur place, leur mise en œuvre a permis d'évacuer l'emballage. Cet accident de circulation

sans conséquence radiologique a été spectaculaire par l'importance du matériel concerné ; convoi exceptionnel, remorque de grande dimension, colis de 60 tonnes, mise en place d'une grue automobile de 350 tonnes. Cet accident a montré la nécessité de disposer rapidement de moyens lourds.

Accident lors d'un déchargement de colis de combustibles irradiés dans le port de Cherbourg

Le 17 décembre 1991, dans le port de Cherbourg, au moment d'une rupture de charge, alors qu'un colis de combustible irradié quittait un navire pour être chargé sur un wagon, l'une des deux chaînes auxquelles le colis était suspendu a cédé. Le colis s'est retrouvé dans une position oblique, heurtant le pont du navire. Il a fallu 6 heures pour le remettre à l'horizontale et le charger sur son wagon. Cet accident n'a eu ni conséquence matérielle pour l'emballage ni conséquence radiologique mais a conduit à modifier les engins de manutention du port.

Chute d'un conteneur d'hexafluorure d'uranium dans le port du Havre

Le 22 mars 1996, lors du déchargement de conteneurs d'hexafluorure d'uranium, dits 48Y, dans le port du Havre, l'un des conteneurs a chuté d'une hauteur de 4 mètres sur un conteneur du même type. La chute est la conséquence d'une défaillance électromécanique du palonnier de déchargement. Les mesures de contamination effectuées ont permis de conclure à l'absence de contamination. Afin de s'assurer de l'absence de risque et de la légalité du transport, le procureur de la République a requis l'expertise technique de l'IPSN. Après examen du conteneur qui a chuté et de celui qui avait reçu l'impact, l'IPSN a conclu au maintien de l'intégrité de ceux-ci. A la suite de cet accident, l'utilisation de certaines plates-formes de transport a été limitée.

Les incidents et les accidents doivent être évités ; toutefois, quand ils surviennent, il est essentiel d'en tirer les enseignements afin d'accroître encore la sûreté ; ce fut le cas pour chacun des exemples cités ci-dessus.

Conversion de l'uranium de retraitement

Par Jean-Marc Pillu, directeur adjoint de la Branche uranium – COGEMA

Présentation des activités

Les opérations de retraitement du combustible usé des centrales nucléaires réalisées dans les installations de COGEMA à La Hague conduisent à séparer 1 % du plutonium, recyclé dans le combustible MOX, 3 % de produits de fission, résidus ultimes vitrifiés et entreposés en attendant un stockage définitif, et 96 % d'uranium de retraitement (URT) sous forme de nitrate d'uranyle.

Ce dernier, légèrement plus enrichi que l'uranium naturel et présentant de ce fait une valeur énergétique appréciable, constitue une matière valorisable dans la fabrication d'assemblages combustibles.

Deux solutions existent alors :

- soit la conversion en UF_6 pour réenrichissement immédiat : elle est alors réalisée à Comurhex à Pierrelatte dans l'INB 105;
- soit la conversion en U_3O_8 , forme chimique de l'uranium la plus stable et donc la plus adaptée à un entreposage, dans l'attente d'une réutilisation ultérieure : cette transformation est réalisée à COGEMA à Pierrelatte dans l'INB 55.

Présentation des ateliers

L'INB 105 est constituée essentiellement de deux ateliers :

- la « structure 2000 », qui permet la conversion de nitrate d'uranyle d'uranium de retraitement en UF_4 ;
- la « structure 2450 », qui permet la conversion d' UF_4 en UF_6 dans un réacteur à flamme, par l'action du fluor produit par électrolyse dans l'ICPE Comurhex à Pierrelatte.

L'INB 105, d'une capacité annuelle de 350 tU environ, est conçue pour recevoir et traiter de l'uranium jusqu'à une teneur isotopique en U 235 de 2,25 %. L'exploitant peut également soumettre à l'Autorité de sûreté des dossiers de demandes spécifiques pour traiter des matières d'une teneur comprise entre 2,25 % et 2,5 %.

L'INB 155 comprend essentiellement l'installation TU5 qui permet la conversion du nitrate d'uranyle d'uranium de retraitement en U_3O_8 de teneur isotopique inférieure à 1 % ainsi que les parcs associés.

TU5, dont l'autorisation de mise en service date du 16 janvier 1996, a une capacité de conversion de 1600 tU par an.

Les principes de sûreté

La maîtrise des risques industriels et nucléaires de ces installations est assurée à travers l'établissement et le respect de règles de sûreté adaptées.

Irradiation :

La gestion de ce risque repose sur l'efficacité des barrières de protection et la cohérence de la délimitation et du classement des zones vis-à-vis de l'exposition externe.

Ce principe est notamment appliqué dans la structure 2450 de Comurhex : le risque d'irradiation y existe principalement au bas du réacteur à flamme (« RAF »), où sont collectées les poussières imbrûlées, et en tête de RAF, où ces poussières sont réintroduites pour fluoration, ainsi que dans la zone d'entreposage intermédiaire. La présence de blindage autour des organes de procédé concernés et des consignes de port de tabliers de protection pour les opérateurs permettent d'y remédier.

De même, s'agissant des parcs de stockage d' U_3O_8 produits par TU5, des protections biologiques sont disposées autour des matières entreposées ainsi qu'en périphérie de l'ensemble du parc.

Contamination :

Ce risque est géré par une ventilation assurant un confinement dynamique, dotée de filtres très haute efficacité (THE) avant rejets, et par la surveillance de ces rejets.



Comurhex à Pierrelate : atelier de conversion du nitrate d'uranyle de retraitement en UF_4



Comurhex à Pierrelate : enceinte de conditionnement d' UF_6 de retraitement de la structure 2450

Criticité :

Le risque de criticité, seulement présent sur l'INB 105 de Comurhex, est pris en compte par différents moyens : conception géométriquement sûre des organes du procédé, gestion par inventaire, tenu en temps réel, de la masse d'uranium présente, consignes d'espacement minimum et de remplissage maximum des fûts.

Incendie :

Le risque d'incendie est géré par la présence de détecteurs d'incendie et, dans certains

endroits de l'INB 105, d'hydrogène. Des moyens d'extinction au CO_2 sont disponibles, dont l'utilisation fait l'objet de consignes adaptées aux fluides inflammables présents.

Retour d'expérience et perspectives

INB 105 :

Des procédures de suivi et traitement des écarts d'exploitation organisent le retour d'expérience de l'exploitation des ateliers de l'INB 105.

Elles ont permis de réaliser des progrès significatifs dans divers domaines, notamment :

- la minimisation du volume des effluents uranifères de procédé pour en optimiser le traitement et la sûreté de traitement ;
- la validation systématique par l'ingénieur critiqueur de toute modification de l'installation, quelle qu'en soit la nature.

INB 155 :

Les enseignements tirés de la première année d'exploitation font apparaître :

- une montée progressive au débit de fonctionnement projeté avec des aléas dus au déverminage d'un procédé nouveau ;
- des rejets radioactifs gazeux et liquides très en-deçà des limites autorisées et dans le respect des objectifs fixés ;
- des expositions externes du personnel parfaitement maîtrisées, très inférieures à l'objectif de 5 mSv/an par agent ;
- 2 incidents déclarés à la DSIN dont un classé niveau 1 sur l'échelle INES.

∴

Ces différents ateliers de conversion d'uranium de retraitement permettent d'offrir aux clients de COGEMA une palette large de services de conversion, à partir de produits de forme chimique et d'isotopie variables.

Le dialogue régulier avec la DSIN et l'organisation transparente du retour d'expérience permettent, d'année en année, d'en renforcer la sûreté.

Sûreté de l'enrichissement de l'uranium

Par François Giraud-Héraud,
directeur général – usine George Besse, Eurodif production

L'enrichissement de l'uranium est une étape clé dans le cycle du combustible des réacteurs nucléaires à eau sous pression ; les besoins mondiaux dans ce domaine sont couverts à hauteur de 25 % par l'usine George Besse d'Eurodif, filiale du Groupe COGEMA.

Exploitant le procédé de diffusion gazeuse dont la maturité industrielle est incontestable, cette usine, implantée dans la vallée du Rhône, est classée INB depuis 1977 ; sa mise en service industriel a débuté en 1979 et le régime de pleine production a été atteint en 1982.



Groupe de diffusion gazeuse de l'usine George Besse d'Eurodif

Sa sûreté de fonctionnement, qui constitue l'un des enjeux majeurs de son développement et de sa pérennité, répond à une exigence globale de protection des personnes et des biens et de maintien de la qualité de l'environnement en fonctionnement normal comme en situation incidentelle.

Les risques liés à l'exploitation de l'usine sont de deux ordres : d'une part, les risques spécifiques résultant de la nature particulière de son activité, d'autre part, les risques inhérents à toute activité industrielle et que l'on a coutume de qualifier de « classiques ».

Le **risque spécifique** dominant est d'origine chimique ; il tient à l'utilisation de l' UF_6 , fluide de base pour l'enrichissement de l'ura-

nium, et, dans une moindre mesure, de ClF_3 , destiné à la fluoration des circuits, qui génèrent en présence d'eau de l'acide fluorhydrique.

Les autres risques spécifiques, liés à la présence d'uranium concernent :

- le risque de criticité, pris en compte lorsque l' UF_6 , sous-critique à l'état pur à la teneur maximale d'enrichissement prévue (5 %), se trouve, à une teneur isotopique supérieure à 1 %, en présence de produits hydrogénés (eau, huile...) entrant en contact de façon accidentelle ;
- le risque de dissémination de substances radioactives provenant des produits d'hydrolyse de l' UF_6 (en cas de fuite à l'atmosphère) dont la radiotoxicité reste faible par rapport à la toxicité chimique ;
- le risque d'exposition aux rayonnements ionisants lié essentiellement aux produits de filiation de l'U 238 émetteurs $\beta\gamma$ (couple thorium-protactinium), ce risque étant à prendre en compte dans certaines situations, en particulier après extraction de l' UF_6 en phase gazeuse (notamment au niveau des pieds cuve de conteneurs qui s'enrichissent en produits de filiation).

Les **risques classiques** regroupent :

- le risque incendie, lié à la présence d'un parc très important d'équipements électriques de puissance ainsi que de grandes quantités d'huile nécessaires à la lubrification des compresseurs ;
- le risque d'asphyxie lié à l'utilisation d'azote pour l'inertage de grands volumes tels que les groupes de diffusion en opération de maintenance et pour l'alimentation des garnitures d'étanchéité dynamique des moto-compresseurs ;
- le risque sismique, compte tenu de son impact sur l'intégrité des circuits U ;
- le risque d'inondation, en raison de la proximité du canal Donzère-Mondragon ;

- le risque de chute d'avion, compte tenu de l'importante surface développée par les installations et de la proximité de l'aérodrome militaire d'Orange Caritat ; notons au passage que la situation accidentelle de chute d'avion a été retenue comme accident de référence pour les études de sûreté ;
- des nuisances particulières telles que le bruit et la température ayant pour origine le fonctionnement des compresseurs en ambiance chaude.

La maîtrise de ces risques repose sur deux concepts fondamentaux, la sûreté de la conception et la sûreté de l'exploitation.

La sûreté de la conception est fondée sur les principes suivants :

- le découpage des installations en « unités de pannes » destinées à isoler, en situation sûre, les équipements défectueux ;
- la qualité du confinement du fluide de procédé avec la présence de trois barrières de confinement entre ce fluide et l'environnement, chaque zone intermédiaire faisant l'objet d'une surveillance spécifique ;
- la mise en dépression des circuits U à l'arrêt, qui constitue une configuration sûre vis-à-vis des risques de fuite externe ;
- la qualité des matériaux, notamment ceux en contact avec l' UF_6 et le ClF_3 ;
- l'intégration de la prévention contre le risque de criticité avec l'adoption de circuits de géométrie favorable, le contrôle de la modération, l'empoisonnement neutronique, le contrôle par la concentration ou par la masse ;
- l'utilisation de systèmes d'épuration permettant de traiter les effluents en situation normale et en situation incidentelle afin de réduire les rejets dans l'environnement ;
- la prise en compte du risque de séisme au niveau du génie civil et de certains organes



sensibles tels que les recettes UF_6 et les étuves de conteneurs ;

- la prise en compte du risque d'inondation permettant d'éviter tout dommage dans les installations et, notamment, tout contact entre l'eau et l' UF_6 ou le ClF_3 .

Ces dispositions techniques ainsi que les analyses de sûreté correspondantes sont décrites dans les documents de sûreté sur la base desquels l'autorisation d'exploitation a été donnée par les pouvoirs publics.

La sûreté de l'exploitation est fondée sur le respect des Règles générales d'exploitation établies sur les bases suivantes :

- une organisation de l'exploitation et de la maintenance en termes de structure, de compétences et de responsabilité permettant de préciser sans ambiguïté le rôle de chacun devant les événements mettant en jeu les aspects sûreté ;
- la surveillance des installations, des lieux de travail et du personnel, le maintien en état de propreté des zones à risques ;
- la limitation des quantités d' UF_6 appauvri stocké sur parc en procédant à son traitement par défluoration dans l'usine W de COGEMA ;
- l'existence d'une structure spécifique d'intervention rapide en cas d'incendie ;
- la mise en place d'une organisation spécifique de crise en cas de fonctionnement accidentel ;
- la mise en œuvre d'une politique de sécurité impliquant les différents niveaux de responsabilité.

Le retour d'expérience de plus de quinze années de fonctionnement a permis de valider les dispositions de sûreté mises en œuvre. Les enseignements tirés des quelques incidents d'exploitation survenus dans le domaine des fuites échangeurs eau/ UF_6 , des réactions ClF_3 / huile et des pertes d'étanchéité du circuit U ont été mis à profit pour apporter les améliorations nécessaires dans ces domaines sensibles.

La situation actuelle de l'usine sur le plan de la fiabilité et de la sûreté, et les prévisions à horizon de 10 à 15 ans, étayées par une étude approfondie de pérennité et de suivi du vieillissement des matériels, nous permettent d'attendre, avec confiance, la mise en œuvre industrielle d'une nouvelle technologie d'enrichissement.

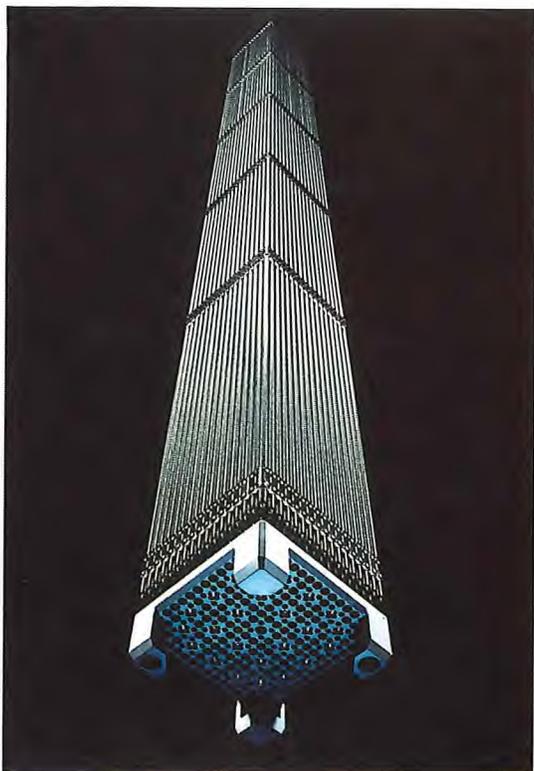
L'assemblage combustible, convergence de trois métiers

Par Philippe Beaudoin, directeur général adjoint – FBFC

Dans ses deux usines françaises de Romans-sur-Isère et de Pierrelatte, FBFC fabrique du combustible nucléaire à oxyde d'uranium pour alimenter les réacteurs français et étrangers à eau pressurisée.

Ces installations ont fait l'objet d'un décret de création après enquête publique respectivement en 1978 pour Romans-sur-Isère et en 1982 pour Pierrelatte.

L'hexafluorure d'uranium, en provenance des usines d'enrichissement et contenant au plus 5 % d'U 235, est transformé par une chimie voie sèche en poudre d'oxyde d'uranium. Celle-ci, après compression, frittage sous hydrogène et usinage, est mise sous forme de pastilles cylindriques. Elles sont conditionnées de façon étanche dans des tubes en alliage de zirconium. Les crayons ainsi fabriqués sont assemblés en faisceau dans des structures mécaniques pour constituer l'assemblage combustible.



Assemblage combustible

Ainsi, à travers ces procédés, sont mis en œuvre sur chacun des sites trois métiers qui sont la chimie, la métallurgie des poudres et l'assemblage mécanique de composants.

La maîtrise des risques associés

Les principaux risques associés à cette activité sont :

- le risque chimique correspondant à une fuite d'hexafluorure d'uranium dans l'installation et l'environnement ;
- la réaction de criticité en milieu solide ou liquide ;
- l'incendie généralisé à un bâtiment ;
- le risque de dispersion accidentelle de matières nucléaires dans l'environnement et dans les locaux de travail ;
- le risque d'explosion d'hydrogène dans les locaux.

Les installations sont conçues, exploitées et surveillées pour prévenir ces risques et en limiter les conséquences lors de la conception par :

- la séparation des bâtiments et la sectorisation des locaux ;
- le confinement ;
- les ventilations filtrées des locaux ;
- les systèmes de détection et de commande ;
- la redondance des dispositifs ;
- les géométries sûres, les limitations de masse et le contrôle de modulation pour ce qui concerne la criticité.

En exploitation le maintien des conditions de sûreté s'appuie sur :

- le respect des prescriptions techniques ;
- le système d'assurance qualité appliqué aux éléments importants pour la sûreté conformément aux dispositions de l'arrêté du 10 août 1984 ;
- des efforts importants de formation du personnel ;

- l'analyse systématique des incidents et la mise en place des actions correctives et préventives nécessaires ;
- le développement des techniques d'analyse de risques tant en conception qu'en exploitation.

Enfin une attention toute particulière est portée en exploitation à la limitation du risque d'inhalation d'oxydes d'uranium par le personnel exposé.

La mise en œuvre de contrôles permanents de contamination aérienne, la mise sous contrôle des dérives éventuelles et l'amélioration constante des installations en application du principe d'optimisation (ALARA) sont associées à la surveillance médicale du personnel exposé, par des analyses d'urines, de selles et des anthroporadiamétries pulmonaires.

Le bilan

Après plus de 20 ans d'exploitation des installations de Romans-sur-Isère et plus de 10 ans pour celle de Pierrelatte aucun accident de nature chimique ou radioactive correspondant aux risques évoqués et affectant l'environnement ne s'est produit. L'incendie d'une remorque d'hydrogène à la suite d'un violent orage sur le site de Romans en 1988 ne concernait pas les bâtiments nucléaires situés à plusieurs centaines de mètres. Il a été maîtrisé, tant au plan technique et sûreté qu'au plan médiatique, et les actions correctives et préventives ont été prises. Il n'a eu évidemment aucune conséquence sur l'environnement.

Le Plan d'urgence interne (PUI) n'a jamais été mis en œuvre, ni par voie de conséquence le Plan particulier d'intervention (PPI).

Mais au cours de l'exploitation des installations se produisent des incidents, qui correspondent à des écarts dans l'application des règles écrites, à des ruptures localisées de confinement sur un poste de travail, à des défauts d'alimentation électrique, à des arrêts de ventilation, etc.

Ces incidents sont déclarés à la DSIN et classés depuis 1988 dans une échelle de gravité française d'abord et internationale depuis avril 1994, qui compte 7 niveaux (échelle INES). Aucun de ces incidents n'a dépassé le niveau 2.

Ils ont évolué en nombre et en gravité comme indiqué dans le tableau :

Niveau de gravité	1992	1993	1994 (1)	1995	1996
1	7	8	4	2	3
2	1	0	0	0	0

(1) utilisation de l'échelle INES

Aucun de ces incidents n'a eu de conséquence ni pour le personnel ni pour l'environnement.

Dans un souci de transparence vis-à-vis du public, voulue tant par les autorités que par l'exploitant, ces déclarations d'incidents de niveau 1 et plus sont complétées par un communiqué dans la presse régionale.

Depuis le début de l'exploitation des installations la dose reçue par le personnel n'a jamais dépassé 15 mSv sur un an, avec une moyenne annuelle de l'ordre de 3 mSv pour l'ensemble du personnel exposé.

Protection de l'environnement et communication

Les installations rejettent des effluents gazeux et liquides. Des arrêtés de rejets d'effluents radioactifs fixent les limites annuelles d'activité rejetée en situation normale de fonctionnement.

– Les effluents gazeux sont constitués essentiellement de l'air de ventilation des locaux après filtration et contrôle, et des gaz humides du procédé d'incinération. Ils contiennent des particules d'oxydes d'uranium.

L'activité annuelle maximum rejetée sur les cinq dernières années a été de 7 % des limites annuelles pour les émetteurs α .

– Les effluents liquides proviennent de procédés chimiques, des laboratoires, du lavage des sols, du lavage de linge contaminé, du lavage de gaz d'incinération, de la décontamination de matériel.

Après le traitement destiné à réduire la quantité d'uranium contenue, ces effluents sont contrôlés et rejetés (Bassin Rhône-Méditerranée).

L'activité annuelle maximum rejetée par les deux installations sur les cinq dernières années a été de 37 % des limites annuelles pour les émetteurs α .

Les déchets « ultimes » pour notre société, c'est-à-dire n'ayant plus d'utilité pour ses activités et engendrés par la fabrication du combustible, sont uniquement des déchets de faibles et très faibles activités. Ils sont selon leur nature stockés définitivement dans les centres de l'ANDRA, valorisés dans l'industrie, détruits dans des installations spécialisées ou seront mis dans une décharge dédiée après sa création.

Le volume moyen de déchets TFA non valorisables engendrés par la production est de l'ordre de 0,3 m³ par tonne d'assemblages combustibles fabriqués.

L'ensemble de ce retour d'expérience a été examiné en Groupe permanent en 1992 pour chacune des usines.

L'environnement des usines de fabrication est surveillé grâce à un plan de prélèvement qui concerne les végétaux, les sols, l'air, les eaux superficielles et souterraines, et tient compte des vents dominants. Après 20 ans d'exploitation pour l'usine la plus ancienne, les teneurs en uranium observées sont restées très faibles et n'ont pas évolué avec la montée en production. Les fluctuations observées correspondent à des fluctuations naturelles.

En cas de situation accidentelle, le périmètre du Plan particulier d'intervention (PPI) est dimensionné par le risque chimique. Il est de quelques centaines de mètres autour de l'installation.

Enfin, dans un souci de transparence et pour assurer un dialogue légitime avec les élus, des commissions d'information et d'échanges fonctionnent : CIGEET pour l'usine de Pierrelatte et la Commission locale d'environnement FBFC pour Romans-sur-Isère.

Anticiper sur les évolutions de la réglementation et des matières

Dans les prochaines années, des évolutions importantes vont se produire, concernant la composition de l'uranium mis en œuvre, la nouvelle réglementation sur la radioprotection et sur la gestion et la destination des déchets de très faibles activités, la révision

des arrêtés de rejets radioactifs et chimiques conformément au décret du 4 mai 1995.

En ce qui concerne l'uranium, sa composition isotopique évolue avec l'augmentation des teneurs en isotope 235 correspondant aux nouvelles gestions des réacteurs, et avec la mise en œuvre progressive d'uranium de retraitement.

En prenant comme base les normes ASTM de la composition de l'UF₆ qui servent de référence dans les contrats commerciaux et les prévisions maximales de production, l'activité massique moyenne de l'uranium mis en œuvre dans les prochaines années sera au maximum multipliée par 4.

La nouvelle réglementation à venir en application de la Directive européenne 96/29/EURATOM du 13 mai 1996 qui reprend les recommandations de la CIPR 60 conduit à la baisse des limites de doses engagées moyennes sur cinq ans qui passent de 50 à 20 mSv par an.

FBFC s'est préparé à cette évolution particulièrement dans trois domaines :

- en équipant de confinements accrus et de protection biologique une ligne pour la fabrication de combustibles à base d'uranium de retraitement ;
- en prenant en compte les exigences futures pour toute nouvelle installation ou modification d'installation qui le justifierait ;
- en développant depuis plus de 4 ans, dans le cadre d'un contrat avec l'IPSN, la caractérisation des aérosols d'oxydes d'uranium présents dans les ateliers et de leur solubilité in vitro et in vivo conduisant à définir des activités volumiques aériennes maximales admissibles comme le permettent les recommandations des CIPR 60 et 66.

L'évolution de la position des autorités françaises sur les déchets de très faible activité et la réglementation à venir conduit à engager dès maintenant de nouveaux travaux technico-administratifs lourds (études de déchets, filières avec étude d'impacts, bilans). Elle a pour conséquence de bloquer toute sortie de déchets TFA des sites, en l'absence de décharge dédiée, et de rendre plus incertaines les possibilités de leur valorisation.

Des procédures de modifications des arrêtés de rejets radioactifs et chimiques sont engagées. Les nouvelles limites demandées tiennent compte de l'évolution des matières. Les enquêtes publiques pour chacune des usines devraient se dérouler en 1997.



FBFC : confinement pastillage-ligne pour la fabrication de combustibles à base d'uranium de retraitement

Maintenir le cap

Vingt années d'expériences ont montré que les principaux risques associés à la fabrication du combustible sont maîtrisés.

Une démarche de qualité et de progrès dans le respect du principe d'optimisation, associée aux efforts permanents pour améliorer la culture de sûreté du personnel, permet d'assurer le maintien en sûreté des installations pour la protection des hommes et de la nature dans un marché de plus en plus concurrentiel alors que l'environnement réglementaire et médiatique est de plus en plus exigeant.

Les usines de fabrication de combustibles d'oxydes mixtes en France – bilan et perspectives de l'année 1996

Par **Willy Fournier**, président directeur général – usine MELOX

Dans le cadre d'une politique cohérente du cycle du combustible, COGEMA s'est doté des outils nécessaires au recyclage de l'oxyde de plutonium sous forme de combustibles mixtes d'oxydes d'uranium et de plutonium. COGEMA dispose à ce jour, pour la fabrication de ce combustible MOX, de deux usines : l'usine MELOX, la plus récente, sur le site de Marcoule, et l'usine de Cadarache dont l'expérience est riche d'une trentaine d'années. L'usine MELOX, de grande capacité et à haut degré d'automatisation, pour le moment consacrée à la fabrication en grande série d'assemblages MOX destinés aux centrales de type EDF, doit être très prochainement adaptée à la production de tous les types d'éléments combustibles destinés aux réacteurs à eau légère.

L'usine de Cadarache, de plus petite taille, est adaptée aux fabrications diversifiées en petite série, et aux fabrications spéciales : combustibles MOX pour les réacteurs à eau légère, combustibles pour les réacteurs à neutrons rapides, combustibles expérimentaux résultant des programmes de recherche du CEA sur le recyclage des actinides (combustibles NACRE et CAPRA).

L'usine MELOX

- La construction de l'usine a démarré en 1990. A l'issue de l'ensemble des essais en inactif, puis des essais mettant en œuvre de l'oxyde d'uranium, les machines ont été testées et les paramètres optimaux du procédé de fabrication définis ; le démarrage de la production MOX a été réalisé suivant un plan progressif, par étapes, à partir de mi-94, après obtention des autorisations des ministres et de la DSIN.

Chaque étape a été définie et maîtrisée dans le cadre des exigences inhérentes à une fabri-

cation de combustibles MOX : qualité sûreté et sécurité, qualité de gestion des matières nucléaires, qualité produit.

Le programme de démarrage de la ligne de fabrication d'assemblages a été engagé en septembre 1994 à partir de crayons élaborés par l'usine de Cadarache. Le déroulement satisfaisant de ce programme a permis d'obtenir la qualification du client pour une production industrielle d'assemblages MOX, fin 1994.

Au deuxième trimestre 1995, l'introduction des premières poudres de PuO₂ a été engagée progressivement dans les équipements de la ligne de production, dans l'ordre logique du procédé, après vérification complète du respect des conditions préalables de sûreté-sécurité et approbation de la DSIN.

Le déroulement du programme de démarrage de la ligne a permis de réaliser les premiers crayons de MELOX en août 1995, et de démontrer la maîtrise des conditions de fabrication qui garantissent, à travers les spécifications du dossier technique élaboré par le concepteur-vendeur du combustible (FRAGEMA pour EDF), la compatibilité des produits élaborés avec le niveau de sûreté requis par la sûreté de fonctionnement des centrales nucléaires. La qualification complète de l'usine a été prononcée par le client en avril 1996.

- Cette phase de démarrage a précédé la montée en puissance industrielle de l'usine en 1996. Elle a permis aussi de démontrer la maîtrise de la sûreté-sécurité de l'INB 151 – MELOX en exploitation.

Depuis le démarrage des installations et leur mise en actif, on ne note que quatre événements, immédiatement maîtrisés, qui ont résulté de défaillances minimales. Aucun de ces incidents n'a eu de répercussion significa-

tive sur le personnel ni à fortiori sur l'environnement. Ces événements, déclarés à l'Autorité de sûreté, ont été classés au niveau 0 de l'échelle INES.

Par ailleurs, la compétence des hommes étant un facteur essentiel dans l'atteinte des objectifs de production et de sûreté, elle s'appuie non seulement sur l'expérience mais aussi sur l'adaptation aux fonctions et responsabilités que chacun est appelé à exercer. Un effort très important de formation du personnel de MELOX et des entreprises intervenantes a ainsi été mené **dès 1993**, autour de trois objectifs fondamentaux : la culture de sécurité pour l'obtention de pratiques professionnelles de respect des règles de sécurité, la connaissance des risques propres à MELOX, la maîtrise des installations et du processus de fabrication.

MELOX s'est appuyé sur l'expérience acquise dans la mise en œuvre de plutonium dans les usines de La Hague, de Marcoule et de Cadarache, par une politique de recrutement d'agents déjà expérimentés, la mise en œuvre d'un large programme de formation et la participation systématique de l'ensemble des futurs exploitants aux essais inactifs puis actifs de tous les équipements.

Pour ce qui concerne la protection de l'environnement, le bilan des rejets des effluents radioactifs liquides et gazeux, sur les deux premières années de fonctionnement, se trouve largement à l'intérieur des limites fixées par les arrêtés de rejets. Il témoigne de la qualité de conception et d'exploitation de l'installation.

Les volumes des déchets radioactifs générés sur MELOX sont moins importants que ceux qui avaient été prévus en phase de conception.

Une optimisation de la gestion a permis de limiter la production des déchets primaires et conduit à améliorer les méthodes de travail.

- En ce qui concerne le bilan des deux premières années d'exploitation de l'usine, celui-ci doit être considéré comme très satisfaisant.

En matière de sûreté d'exploitation, le niveau de qualité observé souligne l'effet extrêmement positif de la méthode retenue pour la mise en actif de cette installation nucléaire : important cursus de formation

des opérateurs et de l'encadrement, conduite d'essais de longue durée en uranium sur l'ensemble de l'usine, démarrage progressif de la production en oxyde mixte.

Le retour d'expérience, avec les autorités de surveillance, en terme de sûreté d'exploitation, s'est matérialisé par la tenue de réunions de synthèse périodiques ainsi que lors des inspections, exercés par la DSIN et la DRIRE (14 pendant l'année 1996) par ateliers ou par thèmes.

Par ailleurs, les étapes de démonstration de la qualité des produits fabriqués ont été optimisées : la qualification industrielle de MELOX, en tant que fabricant de combustibles pour réacteurs nucléaires à eau légère, a été prononcée par FRAGEMA en avril 1996.

Le souci d'amélioration permanente des processus de fabrication a conduit à mettre en œuvre quelques modifications, approuvées par la DSIN, notamment pour ce qui concerne l'optimisation de la gestion des produits non conformes.

La montée en puissance de cette usine, nouvelle et largement automatisée, est aujourd'hui accomplie : le rythme de production mensuel atteint fin 1996 est voisin du niveau de l'objectif nominal visé en 1997, c'est-à-dire 10 tonnes de pastilles ou une recharge de 16 assemblages combustibles par mois.

Dédiée dans un premier temps à la satisfaction des besoins du marché national français, l'usine MELOX est appelée dans un avenir proche à diversifier ses productions afin de satisfaire les demandes des clients étrangers. En outre, l'expansion de la demande mondiale en combustibles MOX, estimée à l'heure actuelle entre 300 et 400 tonnes par an, devrait conduire à porter la capacité de l'usine au-delà de 200 tonnes à l'horizon de l'an 2000.

L'usine de Cadarache

- L'INB 32 de Cadarache a été créée par le CEA dans la fin des années 1960, pour la fabrication de combustibles destinés aux réacteurs à neutrons rapides. La fabrication de combustibles MOX a été engagée vers la fin des années 80.

Cet établissement a contribué au recyclage de plus de trente tonnes de plutonium.



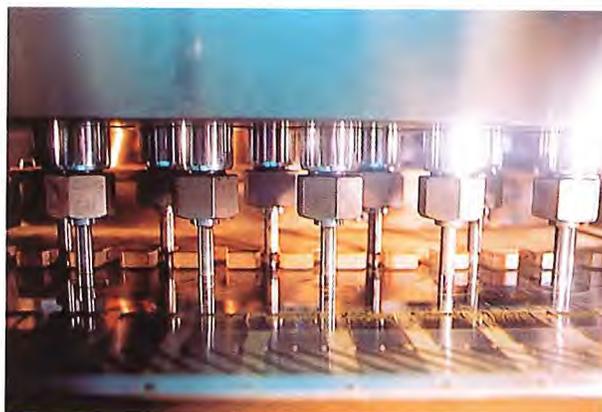
Usine MELOX



MELOX : jarre à boulets au poste de broyage



MELOX : banc de montage des assemblages



MELOX : poinçons de presse

COGEMA, devenu opérateur industriel de l'usine en 1991, a engagé, à partir de 1993, un vaste programme de rénovation approuvé par la DSIN ; il a permis de moderniser les équipements de la ligne de fabrication de combustibles MOX tout en conservant la fonction première de production de combustibles pour les RNR. Cette adaptation a principalement consisté en l'aménagement d'une des lignes pour y mettre en œuvre progressivement le procédé MIMAS, adopté pour l'ensemble des concepteurs de combustibles MOX.

En ce qui concerne la sûreté, l'objectif industriel de COGEMA a été d'améliorer largement la sûreté et la productivité de l'usine tout en respectant le cadre de son rapport de sûreté : une ligne principale est dédiée aux fabrications en série de MOX et de RNR ; une ligne secondaire permet les fabrications prototypes et le pastillage des produits annexes ; les quantités de matières nucléaires présentes dans l'installation sous forme

de poudre ont ainsi pu être largement minimisées.

- La modernisation de l'usine couvre tous les domaines :
 - les conditions d'exploitation et de sûreté des installations, basées notamment à présent sur une automatisation accrue et des choix technologiques résultant des évolutions les plus récentes issues des projets réalisés sur La Hague et MELOX ;
 - la rationalisation de la ligne de production, en réduisant le nombre d'équipements nécessaires et en démantelant les installations obsolètes.
 - le renforcement du confinement de la matière dans les principaux postes : ces améliorations concernent les équipements, les boîtes à gants et le bâtiment.

Les opérations de rénovation de l'usine de Cadarache ont été conduites en fonction d'une logique industrielle faisant une très large place aux considérations de sûreté. Les

améliorations technologiques se sont matérialisées par des rendements plus élevés, des conditions radiologiques nettement optimisées, un régime de travail adapté qui a permis d'amener l'atelier au niveau de performance requis pour ses engagements commerciaux, tout en réduisant au plus juste dans chaque ensemble des postes poudres les quantités de matières présentes.

Un élément clef dans ce processus a été l'obtention de la certification ISO 9002 en 1996.

L'usine de Cadarache est à présent une usine moderne, dont la capacité annuelle de production est de l'ordre de 35 tonnes. Sa production actuelle permet de satisfaire les besoins des clients allemands et le système de maîtrise du procédé requis par le concepteur de combustible Siemens. La richesse de son expérience et sa flexibilité sont ses atouts principaux, qui en font un complément indispensable de MELOX.

Conclusions

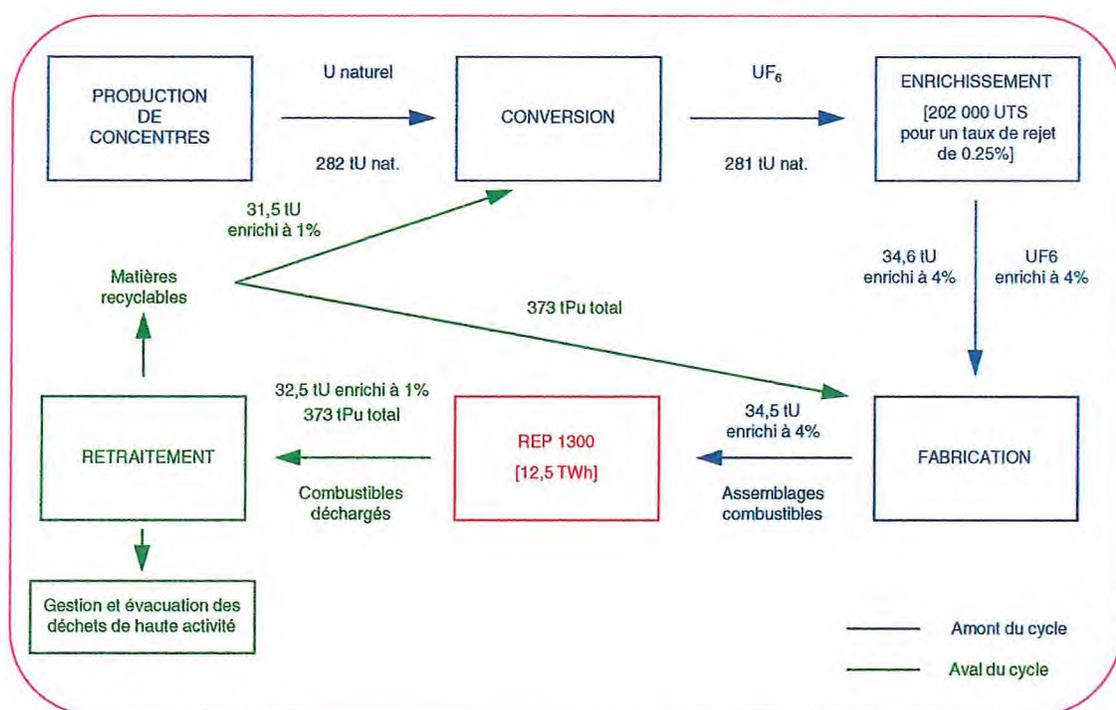
Dans les dernières années, et particulièrement en 1996, COGEMA a démontré sa maîtrise de l'aval du cycle en menant à bien le programme fixé de fabrication de combustibles mixtes. L'usine MELOX est une réalité industrielle qui a produit à ce jour 190 assemblages dont 144 sont déjà livrés aux centrales EDF. La mutation de l'usine COGEMA de Cadarache a été démontrée : par la production de 32 tonnes de crayons pour EDF en 1995, par la démonstration de qualité de fabrication de combustibles Siemens en 1996, et en réalisant les assemblages prototypes particuliers pour les programmes de recherche français dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991.

Cet ensemble industriel contribue au recyclage de matières contenant un potentiel énergétique important et à la réduction de la toxicité des déchets du cycle du combustible.

Le cycle du combustible nucléaire*

Par Evelyne Bertel, Ivan Vera et Nicholas Zarimpas, division du développement nucléaire de l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'Organisation pour la coopération et le développement économique (OCDE)

Il y a actuellement quelque 440 réacteurs nucléaires en service dans le monde qui produisent plus de 2200 TWh par an et satisfont ainsi quelque 17 % de la consommation totale l'électricité. L'alimentation en combustible de ces réacteurs est assurée par un ensemble d'installations de nature très diverse qui constituent les éléments d'un secteur industriel dit du cycle du combustible nucléaire. Les opérations de transformation, de la mine au réacteur et du réacteur au dépôt d'évacuation définitive des déchets radioactifs, sont effectuées à l'échelle industrielle et commerciale dans un certain nombre de pays pour leurs besoins domestiques et pour l'exportation sur le marché international. Les principales étapes du cycle du combustible sont illustrées sur la figure ci-dessous, qui présente le schéma de ce cycle dans le cas des réacteurs à eau ordinaire (plus de 80 % de la puissance électronucléaire installée dans le monde appartient à cette filière).



Production de concentrés d'uranium

La première étape du cycle du combustible est la production de concentrés d'uranium. On compte environ 25 pays producteurs d'uranium dans le monde dont les productions annuelles varient entre quelques dizaines et plusieurs milliers de tonnes. Le *tableau 1* indique les principaux pays producteurs d'uranium et la production mondiale totale en 1994. Cette production, environ

31 500 tonnes, est inférieure aux besoins annuels des réacteurs en service qui sont de l'ordre de 60 000 tonnes par an. Néanmoins, l'approvisionnement de ces réacteurs est

* Cet article ne traite pas des activités relatives à l'évacuation des déchets radioactifs, qui constituent un secteur spécifique de l'industrie nucléaire. Les données présentées dans cet article sont extraites essentiellement des publications de l'OCDE/AEN sur l'énergie nucléaire et le cycle du combustible. Les chiffres relatifs aux pays non membres de l'OCDE sont extraits de publication de l'Agence internationale de l'énergie nucléaire (AIEA).

assuré de façon satisfaisante grâce aux compléments apportés par les stocks excédentaires et par le recyclage des matières fissiles issues du retraitement. Les ressources en uranium connues s'élèvent à quelque 4,5 millions de tonnes et permettent de faire face pendant quelque cinq décennies à la demande estimée à condition que le développement et la mise en exploitation de nouveaux gisements connus interviennent en temps utile.

Conversion

L'industrie de conversion de l'uranium naturel n'est implantée que dans un petit nombre de pays (*Tableau II*) mais la capacité nominale de production totale des usines de conversion en place excède sensiblement les besoins des réacteurs en service. Certains pays, qui ont choisi le cycle fermé avec retraitement du combustible et recyclage des matières fissiles, ont déjà mis en service ou envisagent de construire à cet effet des installations destinées à la conversion de l'uranium issu du retraitement. La France et le Japon disposent d'usines de conversion de l'uranium issu du retraitement ayant des capacités respectives de 350 et 135 tonnes d'uranium par an.

Enrichissement

En raison de la complexité technologique des procédés d'enrichissement et de l'importance des moyens industriels et financiers à mettre en œuvre pour réaliser des installations de taille commerciale, l'industrie de l'enrichissement a été développée dans un nombre restreint de pays. Des usines de grande taille sont actuellement en fonctionnement dans six pays seulement : l'Allemagne, les Etats-Unis, la France, les Pays-Bas, le Royaume-Uni et la Russie. Ces usines utilisent soit le procédé par diffusion gazeuse soit le procédé par centrifugation. Deux usines d'enrichissement de taille plus modeste utilisant toutes deux le procédé par centrifugation sont également en service en Chine et au Japon. La capacité totale des usines d'enrichissement en service dans le monde excède 44 millions d'UTS (*Tableau III*) alors que les besoins des réacteurs électronucléaires sont de l'ordre de 33 millions d'UTS par an. De ce fait, les installations ont généralement fonctionné en deçà de leur capacité nominale

depuis le début des années 1990. Cependant, l'accroissement du parc électronucléaire mondial, et donc de la demande en services d'enrichissement, conduit les pays producteurs à envisager la construction de nouvelles usines au début du vingt-et-unième siècle. Des procédés d'enrichissement avancés en cours de développement seront vraisemblablement adoptés dans ces usines conduisant à de meilleures performances techniques et économiques.

Fabrication du combustible

L'industrie de fabrication des éléments combustibles eux-mêmes est étroitement liée à celle de la construction des réacteurs et les principaux acteurs dans ce sous-secteur sont les fabricants de chaudières nucléaires ou leurs filiales. Le *Tableau IV* indique les principaux pays ayant des usines de fabrication du combustible en service et leurs capacités nominales de production respectives. La capacité de production totale dans le monde excède d'environ 50 % la demande. Les développements dans ce secteur suivent l'évolution des concepts de réacteurs et des modes de gestion du combustible adoptés par les exploitants. Ainsi, l'introduction du recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau ordinaire a donné naissance au développement des activités de fabrication de combustible MOX (oxyde mixte UO_2 - PuO_2) et au démarrage d'usines de taille commerciale pour cette fabrication dans plusieurs pays, dont la France (*Tableau IV*).

Retraitement

Plusieurs pays, dont la France et le Japon, ont choisi le cycle fermé avec retraitement et recyclage des matières fissiles à la fois pour accroître leur indépendance énergétique à long terme et pour optimiser la gestion des déchets radioactifs. L'industrie du retraitement est implantée pour le combustible des réacteurs à eau ordinaire dans quatre pays : la France, le Japon, le Royaume-Uni et la Russie. La capacité totale de retraitement dans le monde, environ 3 300 tonnes de métal lourd par an (*Tableau V*), est très inférieure aux quantités de combustible déchargées annuellement mais suffit à satisfaire la demande des pays qui ont choisi le cycle fermé. De nouvelles usines, en construction

ou en projet en particulier au Japon et en Russie, devraient être mises en service dans les prochaines décennies et permettre de satisfaire la demande des pays qui ont choisi le retraitement ou sont susceptibles de faire ce choix à moyen terme.

Entreposage du combustible déchargé

Dans les pays qui ont opté pour le cycle ouvert, le combustible déchargé doit être entreposé provisoirement avant son conditionnement pour évacuation définitive ultérieure dans des installations adaptées aux déchets de haute activité. Les capacités d'entreposage existantes, sur le site et à distance des réacteurs, sont suffisantes pour recevoir les combustibles déchargés pendant les quelques décennies préalables à leur conditionnement et à leur évacuation définitive. En ce qui concerne l'ensemble des pays Membres de l'OCDE (*Tableau VI*) la capacité totale d'entreposage des combustibles déchargés représente plus de vingt fois les quantités annuelles déchargées au milieu des années 1990. Néanmoins, dans certains cas particuliers, les capacités d'entreposage sur le site du réacteur devront être augmentées dans les prochaines années.

Equilibre de l'offre et de la demande

Actuellement, l'approvisionnement en combustible des centrales nucléaires en service dans le monde est assuré de façon adéquate par les installations du cycle du combustible existantes. En amont du cycle, de la mine au réacteur, les capacités de production de services sont en général supérieures à la demande. Par contre, l'approvisionnement en uranium repose en partie sur l'utilisation de stocks excédentaires qui s'épuisent progressivement. En aval du cycle, quelle que soit l'option choisie, retraitement et recyclage ou évacuation en l'état du combustible déchargé, les différents pays ont mis en place les moyens de satisfaire leur demande à court et moyen terme.

Compte tenu des développements prévisibles de la production d'électricité nucléaire dans les dix à quinze années à venir et des réalisations industrielles en cours ou en projet aux différentes étapes du cycle du combustible, cet équilibre entre l'offre et la demande devrait se maintenir.

Références

Agence internationale de l'énergie atomique, Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE, Uranium 1995 – ressources, production et demande, OCDE, Paris (1996)
 Agence pour l'énergie nucléaire, Données sur l'énergie nucléaire 1996, OCDE, Paris (1996)
 Agence internationale de l'énergie atomique, Nuclear Power, Nuclear Fuel Cycle and Waste management : Status and Trends 1996, Part C of The IAEA Yearbook, IAEA, Vienne (1996)

Tableau I. Production d'uranium naturel en 1994

Pays	tonnes d'Uranium contenu	%
Afrique du Sud	1 669	5,3
Australie	2 208	7,0
Canada	9 647	30,7
Etats-Unis	1 290	4,1
France	1 053	3,3
Kazakhstan	2 240	7,1
Namibie	1 896	6,0
Niger	2 975	9,5
Ouzbékistan	2 116	6,7
Russie	2 350	7,5
Ukraine	1 000	3,2
Autres pays		
Total monde	31 448	100

Tableau II. Capacités nominales de conversion dans le monde en 1995

Pays	Exploitant	Capacité nominale (tU/an)
Afrique du Sud	AEC	1 400
Canada	Cameco	10 500
Chine	CNEI	400
Etats-Unis	ConverDyn	14 000
France	Comurhex	14 000
Royaume-Uni	BNFL	6 000
Russie	Tenex	18 700
Total monde		51 000

Tableau III. Capacités nominales d'enrichissement dans le monde en 1995

Pays	Exploitant	Procédé	Capacité nominale (milliers d'UTS/an)
Allemagne Pays-Bas Royaume-Uni	URENCO	Centrifugation	3 300
Chine	CNEI	Centrifugation	200
Etats-Unis	USEC	Diffusion	19 200
France	EURODIF	Diffusion	10 800
Japon	JNFL	Centrifugation	700
Russie	TENEX	Centrifugation	10 000
Total monde			44 200

Tableau IV. Capacités de fabrication du combustible dans le monde en 1995 (tML/an)

Pays	Réacteurs à eau ordinaire		Réacteurs à eau lourde	Autres réacteurs
	UO ₂	MOX		
Afrique du Sud	100			
Allemagne	950			
Argentine			300	
Belgique	400	35		
Bésil	100			
Canada			2 750	
Chine	150			
Corée	200		100	
Espagne	220			
Etats-Unis	3 900			
France	1 150	135		20
Japon	1 714	10		5
Kazhakstan *	2 500			150
Russie	1 700			570
Suède	400			
Royaume-Uni	330	8		1 590

* Usine de fabrication de pastilles qui sont exportées en Russie où sont fabriqués les assemblages combustible.

Tableau V. Capacités nominales de retraitement dans le monde en 1995 (tML/an)

Pays	Réacteurs à eau ordinaire	Autres réacteurs
France	1 600	400
Japon	90	
Russie	400	
Royaume-Uni	1 200	1 500

Tableau VI. Combustible déchargé dans les pays Membres de l'OCDE en 1995

Pays	Capacités d'entreposage (tML)	Quantités déchargées (tML/an)
Allemagne	9 800	470
Belgique	1 300	105
Canada	33 713	1 690
Corée	4 340	243
Espagne	3 812	154
Etats-Unis	65 100	2 400
Finlande	1 070	68
France	21 700	1 200
Mexique	907	20
Pays-Bas	84	14
Royaume-Uni	14 494	1 141
Suède	6 500	240
Suisse	905	77
Total OCDE	179 348	8 727

Points de vue extérieurs

De qui se moque-t-on ?

Par Marc Faivet, conseiller régional écologiste indépendant, président du collectif national STOP MELOX et MOX.

Pour extraire, à partir des combustibles irradiés, le plutonium (Pu), autrefois nécessaire à l'usage militaire, la France s'est dotée d'usines de retraitement. Elle n'a pas eu l'audace, comme les Etats-Unis, de les arrêter ; au contraire, elle les a développées pour usage civil. La Hague reçoit, aujourd'hui, de toute l'Europe et même d'Asie, des combustibles à retraiter pour en retirer le plutonium.

Ce plutonium, français et étranger, s'entasse donc dans des entrepôts. Nos ingénieurs proposent de l'utiliser dans des surgénérateurs, mais leur exploitation industrielle est devenue un véritable casse-tête et entraîne une hémorragie de milliards. Ils ont alors insisté pour qu'il soit inclus dans le combustible à l'uranium (UO₂) qui a fait ses preuves dans le cœur des réacteurs d'EDF. En réalisant un savant dosage avec le plutonium, ils sont arrivés à sortir de leurs laboratoires le MOX que, présentement, tout le monde connaît grâce à la publicité télévisée de la COGEMA.

Ainsi l'atelier CEA du Centre d'études nucléaires de Cadarache, pionnier du MOX, passé sous le contrôle de la COGEMA, va fournir les tonnages nécessaires à l'Allemagne. Quant à la production industrielle, l'usine MELOX à Marcoule est capable, depuis peu, de livrer une centaine de tonnes de MOX par an et envisage de doubler sa production pour satisfaire la demande étrangère notamment nipponne.

C'est l'aboutissement de la filière du retraitement dont la France a été dotée d'abord par le Général de Gaulle pour la bombe, mais ensuite, par des gouvernements successifs, de droite et de gauche, sans consultation du peuple ni du parlement.

Or, vu l'urgence à se débarrasser du plutonium et vu les contrats passés avec les étrangers contraints de fermer leurs installations,

sous la pression des populations, l'opération est lancée à grande vitesse, quasiment à l'aveuglette.

A une vitesse telle que les utilisateurs inexpérimentés de ce produit qui n'a, en fait, bénéficié que d'une dizaine d'années d'exploitation industrielle doivent adapter, précipitamment et non sans risques, leurs réacteurs habitués au combustible UO₂.

En effet, avec ses propriétés physiques particulières difficilement adaptables à l'environnement des cœurs des réacteurs, le MOX fait réagir l'impatience de nos ingénieurs neutroniciens qui souhaiteraient bousculer la lenteur des évolutions technologiques car ils voient bien que la rentabilité effective du MOX et sa sûreté réelle, si les recherches aboutissent, ne seront possibles qu'en 2005 !

N'est-ce pas une sorte de défi que d'avoir introduit du plutonium dans les combustibles UO₂ ? Il s'y installe de manière hétérogène, en petits tas et, lors de la fission, se permet des relâchements de gaz bien plus élevés pour une gestion comparable. Ajoutez que le pilotage devient délicat surtout lors de la montée en puissance qui n'arrive pas à atteindre celle de son prédécesseur, l'UO₂, et qui nécessite une surveillance très fine par les nouvelles équipes EDF. Que se passera-t-il lors d'un accident de perte de réfrigérant primaire ? A-t-on sérieusement vérifié la validité du critère relatif à la corrosion des gaines en fonction de l'irradiation ? Les essais actuels sur le réacteur expérimental CABRI pourront-ils répondre aux multiples questions techniques que pose le MOX ? N'est-il pas trop tard alors que 8 réacteurs d'EDF en sont déjà chargés ?

En fait, cette filière du retraitement avec son recyclage a pour but final de « moxer » toute la France sans que l'on lui ait demandé son

avis. Et ce sont les habitants de ce pays qui devront gérer toutes les conséquences d'un tel choix nucléocrate.



Car, enfin, le MOX, s'il consomme quelque peu du plutonium, produit aussi des déchets. D'abord, au cours de sa fabrication, il reste des rebuts qu'il faut bien gérer. A Cadarache, d'après l'inventaire de l'ANDRA (Fiche PRO 4A, page 203) ils gisent dans 2703 fûts, contenant 64 kg de plutonium, entreposés dans l'INB 22, certes surveillée par la DSIN et la DRIRE.

Ensuite, le MOX irradié sera difficile à retraiter et sera vraisemblablement considéré comme déchet ultime. Que deviendra-t-il ?

De plus, toute cette gestion technologique suppose, en France, des allers et retours sur les routes de l'hexagone et même au-delà vers la Belgique, l'Allemagne... Les transports ont et vont considérablement augmenter aggravant les risques nucléaires. Le rapport de Wise-Paris sur les transports de l'industrie du plutonium en France, qui vient d'être adressé aux élus des communes des sites nucléaires concernés, fait état de quelque 400 transports possibles par an de matière contenant du plutonium en 2000. Est-ce une simple probabilité ? Le rapport estime que, si les contrats de retraitement et

de recyclage en MOX sont signés avec des entreprises étrangères et si d'autres réacteurs français reçoivent du MOX, ce sont 800 transports qu'il faudrait prévoir !

Ainsi donc, avec le MOX, le plutonium est non seulement présent dans les quatre coins de la France, mais aussi sur toutes les routes, secrètement, anonyme. On le fait rouler pour nous. En vérité, c'est pour les uns : « la banalisation du plutonium », ou pour les autres : « la plutonium connexion » ! Personne ne reste indifférent depuis Tchernobyl, parce que les risques de contamination radioactive notamment en alpha, avec ce combustible au plutonium, sont possibles. Le plutonium est un métal lourd, producteur de radicaux oxydants, il est toxique chimiquement et ses isotopes radioactifs émettent des rayonnements dangereux. Sa manipulation est délicate, son absorption par l'être humain, mortelle.

Les risques écologiques se doublent de risques économiques car le MOX est moins performant et moins rentable que l'UO₂. De plus, il ne pourra jamais absorber les tonnages de plutonium produits par les usines de retraitement !

En 1990, dans le numéro du mois de novembre de la revue Recherche, Jean-Paul Schapira, chercheur au CNRS, écrivait : « Dépourvu de justification écologique et économique, le recyclage du plutonium apparaît davantage comme appendice du retraitement qui donnerait à ce mode de gestion des combustibles usés l'apparence d'une cohérence... Le MOX ne trouve guère de justification pour lui-même ».

Et j'ajouterais qu'il commet l'audace de se passer de justification démocratique. De qui se « mox »-t-on ?

Le bouclage du cycle et le problème du plutonium

Par Monique Sené, présidente du Groupement de scientifiques pour l'information sur l'énergie nucléaire

Si sagement à l'aube de l'ère atomique on avait laissé le plutonium dormir dans son écrin d'uranium, on aurait évité pas mal de problèmes. Mais ne réécrivons pas l'histoire et constatons tout d'abord que les tenants de cette utilisation à fin militaire puis civile se sont crus capables d'en maîtriser les conséquences. Puis comme se profilaient des impasses techniques et économiques est né le slogan « économie » ou « meilleure utilisation des ressources ».

De toute façon le « bouclage du cycle » avait été envisagé, depuis au moins trente ans, à l'aide du retraitement mis au point pour les militaires et de stockage en couches géologiques profondes. Ce passage par le militaire n'a pas facilité la réflexion ni la communication en matière de réacteurs, de gestion du cycle ou de politique énergétique. On aurait pu (dû) s'appliquer à calculer des réacteurs meilleurs utilisateurs du combustible (trente pour cent de l'énergie produite par un réacteur non optimisé provient du plutonium), générateurs de moins de déchets transuraniens. On aurait pu éviter de passer d'une option absurde « *tout pétrole* » à une autre tout aussi absurde « *tout nucléaire* », qui d'ailleurs est devenu « *tout nucléaire Et tout pétrole* » puisque le nucléaire ne représente que 35 % de l'énergie primaire. Il y a eu divers rapports sur cet engagement nucléaire mais aucun n'a réussi à susciter un véritable examen des problèmes, un examen avec les pour, les contre et une décision argumentée. La formule consacrée est « *la France a choisi de se doter des capacités industrielles permettant le retraitement et le recyclage du combustible* ». Et pourtant il faudrait bien se résoudre à le faire ce bilan.

On a laissé de côté tous les autres choix énergétiques pour se retrouver dans une impasse :

– que faire du plutonium et de ce fameux uranium issu du retraitement qu'on accumule sur les étagères puisqu'on s'est cruellement trompé sur les besoins de la France et du monde en général ?

– et que faire des déchets ?

L'absurdité est à son comble quand, devant l'échec des réacteurs à neutrons rapides (RNR), surgénérateurs, on décide d'une part de transformer notre unique RNR en sous-générateur et d'autre part de charger du plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée (REP). Il reste à expliquer comment le passage de sur à sous-générateur rendra la filière rentable et techniquement exploitable ; son premier fleuron industriel Superphénix est un raté technique, cher et dangereux.

Quant au MOX c'est un pis-aller qui rend les réacteurs plus dangereux, qui oblige à de nombreux transports et dont la rentabilité est plus que douteuse. L'argument selon lequel ceci permet d'empêcher l'utilisation du plutonium à des fins militaires est « *amusant* ». Ne suffit-il pas de cesser le retraitement et de stocker les combustibles en l'état pour rendre le plutonium inaccessible ? Qui plus est, ne suffit-il pas d'arrêter le recours au nucléaire pour éviter combustible à stocker et plutonium à utiliser ?

Evidemment, avec la première option, on accroît la quantité de combustible usagé à stocker mais comme le volume des combustibles est équivalent à celui des verres produits après retraitement on évite les déchets B et on ne dissémine pas les produits radioactifs et chimiques résultant du retraitement. De toute façon la stratégie d'EDF, d'ailleurs liée à la capacité de retraitement de COGEMA, a conduit progressivement à devoir stocker par an 350 tonnes de combustibles puisque la capacité dévolue à EDF est de

850 tonnes au plus. En conséquence arrêter le retraitement conduit juste à stocker 3 fois plus de combustible, ce qui ne modifie guère le problème des déchets.

La deuxième option ne nous dispensera pas de boucler le cycle des 56, bientôt 60 réacteurs existants mais elle nous évitera de bloquer l'avenir et de laisser un drôle d'héritage aux générations futures.

Quant à utiliser les fameux RNR pour « détruire » les déchets, il faut être conscient que cette méthode ne s'applique pas aux résidus des mines, aux résidus des démantèlements, aux ferrailles, etc. Le passage en réacteur ne peut être envisagé que pour certains produits de fission et quelques transuraniens.

Il faut encore des études de laboratoires pour tenter de faire un bilan sur cette méthode : ne crée-t-on pas d'autres déchets et en quelle quantité ? Comment calculer un cœur industriel contenant des assemblages enrichis aux actinides ou des assemblages sans uranium à matrice inerte ?

Le rapport Curien (1992) et le rapport Castaing (1996) ont précisé tous les deux que l'incinération exige de longues études avant de pouvoir être mise en œuvre. Le rapport Castaing ajoute que le recours à cette technique nous engage pour des décennies dans la voie du nucléaire.

De plus, il faut se pencher sur la faisabilité industrielle : usines de retraitement poussé, façonnage des combustibles, transport de combustible, de plutonium.

Les déchets sont le problème majeur de nos activités, il convient d'adapter nos consommations à ce problème et le nucléaire n'échappe pas à cette problématique. Il faut cesser de croire tout résolu par le stockage en site profond, suggéré il y a 30 ans. L'approche petits laboratoires (LEMI), type IPSN, est bien mieux adaptée que celle de l'ANDRA pour mener des recherches, essayer de caractériser des modèles, vérifier des pré-

dictions et tenter de trouver une solution ou des solutions.

Cette utilisation du plutonium et de l'uranium de recyclage va, aussi, changer les conditions de travail. Les usines d'enrichissement et de façonnage vont être contaminées. Le nucléaire propre a vécu. Désormais il faut des protections pour manipuler les combustibles et des usines spéciales pour réenrichir l'uranium ou préparer le plutonium. Pour le plutonium nous utilisons l'usine MELOX à Marcoule et pour l'uranium des installations étrangères (Tomsk en Russie). Il a été envisagé, pour éviter la contamination d'Eurodif, d'utiliser des centrifugeuses qui seront directement des déchets, une fois contaminées (on pourra aussi se tourner vers SILVA, le procédé laser toujours à l'étude au CEA).

Mais toute cette chaîne compliquée ne « boucle pas le cycle ». En effet « boucler » signifie terminer le cycle. Dans le cas présent on essaie de faire tourner le combustible pour « mieux utiliser le potentiel énergétique contenu dans la matière nucléaire » (bilans et perspectives, P. Daurès, 1996), et on se bat avec les déchets des très faiblement aux moyennement actifs non contaminés par les émetteurs alpha pour finir aux très actifs contaminés par les émetteurs à vie longue.

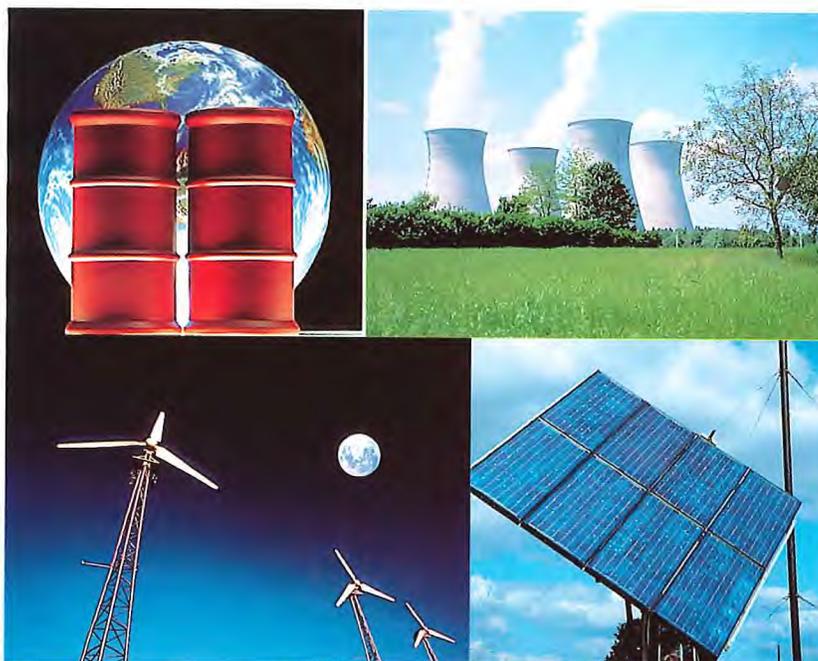
Que sait-on faire ?

Retraiter, avoir du plutonium, de l'uranium et divers déchets entreposés. Utiliser du plutonium dans les REP et entreposer les combustibles usés.

Il est illusoire de croire le cycle « bouclé ». De nombreuses inconnues subsistent dont l'impact des rejets générés au long de la chaîne sur le vivant et comment stocker les déchets sans porter atteinte à l'environnement.

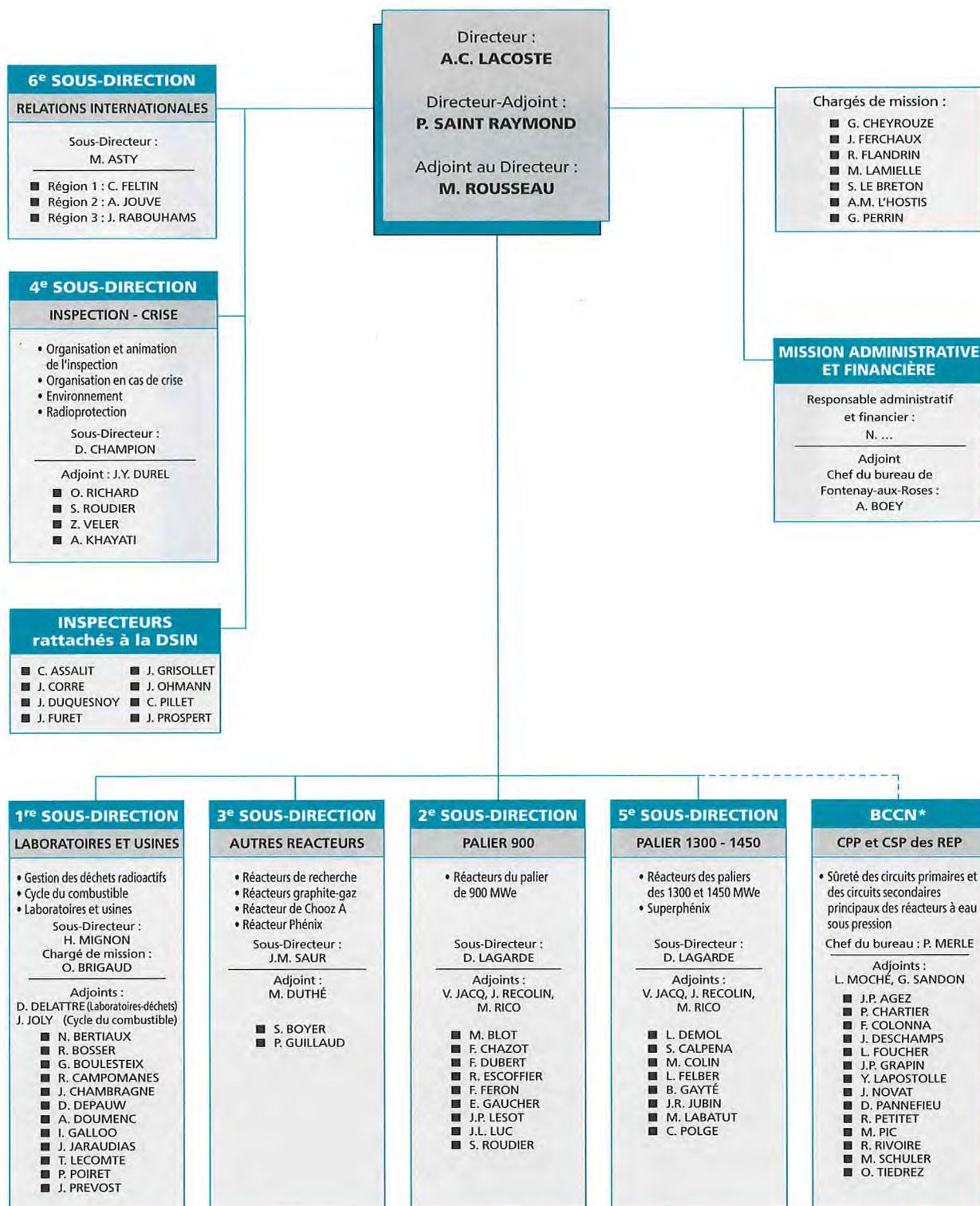
De plus ce cycle « retraitement et recyclage » doit être aussi analysé au plan économique. EDF n'hésite pas à prétendre que le MOX est équivalent au plan financier au combustible UOX, ce qui n'est même pas vérifié avec un plutonium à coût nul. Le CEA plus prudent se contente d'un « le surcoût de l'électricité devrait rester très faible ».

Il est aussi urgent de diversifier nos sources d'énergie, de contrôler notre consommation et d'éviter de polluer irrémédiablement notre environnement par le nucléaire comme par les autres sources potentielles d'énergie. Il est à craindre que, suite à nos diverses erreurs, le nucléaire nous ait servi 40 ans, mais apporte à nos descendants 200 ans de problèmes graves et des milliers d'années de nuisances.



Direction de la sûreté des installations nucléaires

Organigramme au 1^{er} avril 1997



* Bureau de Contrôle des Chaudières Nucléaires de la DRIRE Bourgogne

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

* Abonnement gratuit.

CONTRÔLE, la revue de l'Autorité de sûreté nucléaire,
est publiée par le ministère de l'industrie, 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 : AFP, CHRONO-IMAGE, COGEMA, COMURHEX, EDF (G. Larvor, M. Morceau et C. Pauquet), EURODIF, FBFC,
IMAGE BANK (B. Atkins, A. Caulfield, D. Gould, S. Marks, B. Rokeschs et M. Tcherevkoff), IPSN, MELOX et 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