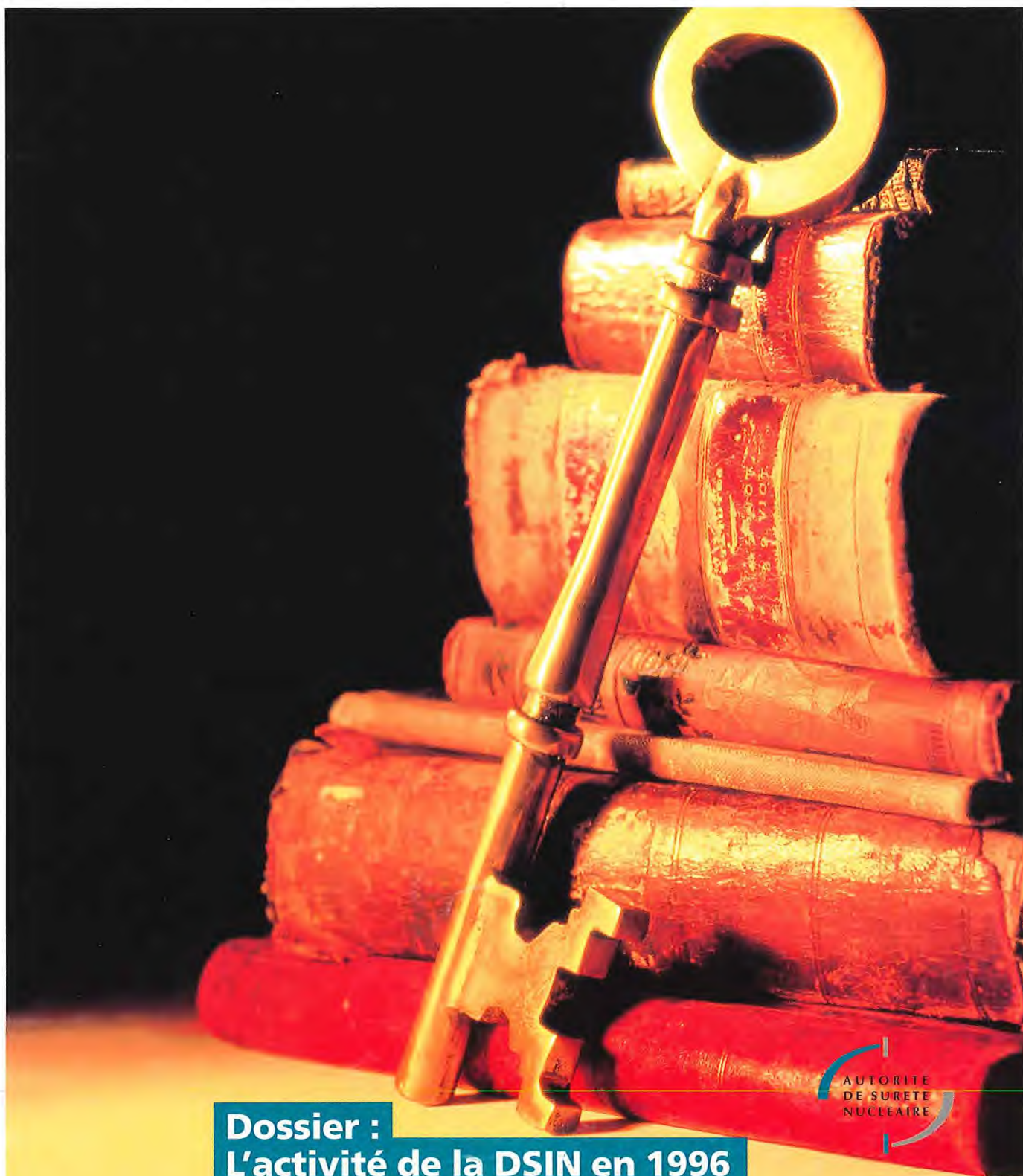


C O N T R Ô L E

LA REVUE
DE L'AUTORITÉ
DE SÛRETÉ
NUCLÉAIRE
N°115
FÉVRIER 97



Dossier :
L'activité de la DSIN en 1996



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

Comme chaque année à cette époque, la DSIN publie son rapport d'activité sur l'exercice précédent, et le dossier de la revue Contrôle reprend l'avant-propos et les fiches présentant les principaux dossiers de la DSIN, qui sont situés en tête du rapport et en constituent la synthèse.

Le rapport d'activité de la DSIN et, sous forme d'un tiré à part, sa synthèse, sont largement diffusés. Jusqu'à présent, seule la synthèse était disponible en anglais. Cette année, le rapport lui-même sera intégralement traduit et disponible en anglais, de façon à favoriser les échanges avec les Autorités de sûreté d'autres pays et à préparer son utilisation comme annexe au rapport présenté par la France à la « revue par les pairs » prévue par la convention internationale de sûreté conclue sous l'égide de l'AIEA.

Comme chaque année, nous sommes preneurs de toutes observations et critiques et de tous commentaires sur le rapport d'activité et sa synthèse de façon à améliorer ces documents dans les années à venir et à essayer d'améliorer notre action.

Je rappelle enfin qu'un dossier double portant sur la sûreté du cycle du combustible est prévu pour les prochains numéros 116 et 117 de Contrôle, et que le dossier du numéro 118 portera sur les déchets de très faible radioactivité, dits déchets TFA.

André-Claude Lacoste
 Directeur de la sûreté
 des installations nucléaires



Sommaire

- 2** Les installations
- 25** En bref... France
- 30** Relations internationales
- 33** Dossier : L'activité de la DSIN en 1996





Dampierre

Les installations

Au cours des mois de novembre et décembre, 37 événements ont été classés au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES, dont 33 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, 131 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, 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 14 autres réacteurs.

Sur les sites de Paluel, de Cattenom et de Belleville, 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 aux Pays-Bas : 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 de 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 va demander à EDF de déterminer les causes précises de ces incidents et de définir des mesures préventives. Elle va également demander un contrôle de la position des vannes lors de chaque arrêt de tranche, 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.

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	

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

1

Belleville (Cher)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Lors de l'**inspection** du 26 novembre, il a été procédé à la vérification des actions de maintenance et de l'organisation du site concernant le système de mesure de la radioactivité des rejets gazeux.

L'**inspection** réalisée le 20 décembre avait pour thème la protection contre l'incendie. Il a été procédé au contrôle de l'organisation, des moyens d'intervention et de protection du site en matière de lutte contre l'incendie.

Réacteur 1

Le réacteur a été mis à l'arrêt le 16 novembre pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** réalisée le 2 décembre a permis de s'assurer de la qualité des contrôles réalisés sur le site sur les assemblages combustibles pré-curseurs et de démonstration du réacteur 1. Ces assemblages sont irradiés de 1 ou 2 cycles.

Au cours de l'**inspection** du 6 décembre il a été procédé au contrôle des travaux réalisés lors de l'arrêt du réacteur 1 pour visite partielle et rechargement en combustible.

Un **incident** est survenu le 8 novembre : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a procédé à l'essai d'une alarme de mesure de niveau d'eau de la piscine de stockage du combustible, essai prohibé dans la situation considérée du réacteur.

La piscine de stockage du combustible a deux fonctions :

- elle reçoit l'ensemble des assemblages du cœur du réacteur pendant les arrêts pour rechargement ;
- elle sert au stockage des assemblages usés, dans l'attente de leur envoi vers une usine de retraitement.

Durant cette période, qui peut atteindre plusieurs années, les assemblages usés perdent une grande partie de leur radioactivité et de leur puissance résiduelle, évacuée grâce au refroidissement de la piscine.

Les vérifications régulières du bon fonctionnement des capteurs installés dans la piscine de stockage du combustible pour mesurer le niveau d'eau ne doivent être faites que quand aucun matériel n'est indisponible.

Cette contrainte n'a pas été respectée : la vérification a été effectuée alors que deux échangeurs de chaleur du circuit de refroidissement, qui en comporte quatre, étaient en cours de nettoyage.

En raison du non-respect des spécifications techniques et compte tenu qu'un incident similaire s'est déjà produit sur le site le 23 mars 1996, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Un **incident** est survenu le 21 novembre : dans la piscine du bâtiment réacteur, il a été procédé à la dépose de la cloison amovible - appelée batardeau -, située entre le compartiment de la cuve et le compartiment de stockage des équipements internes de la cuve, alors qu'une vanne du tube de transfert était en position ouverte, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation.

La piscine du bâtiment réacteur est composée du compartiment de la cuve et du compartiment de stockage des équipements internes de la cuve. Ces deux compartiments sont séparés par un batardeau qui permet de les remplir et de les vider indépendamment l'un de l'autre.

La piscine du bâtiment réacteur communique avec la piscine du bâtiment combustible par l'intermédiaire d'un tube de transfert, par lequel passent les éléments combustibles. En dehors des phases de manutention, le tube de transfert est fermé par une vanne.

La piscine du bâtiment combustible comprend la zone de transfert et la piscine de stockage du combustible, également séparées l'une de l'autre par un batardeau. En cas de défaillance de ce deuxième batardeau, une partie de l'eau de la piscine du bâtiment combustible se serait déversée dans la piscine du réacteur par la vanne restée ouverte, provoquant un moins bon refroidissement du combustible stocké.

Un incident identique avait eu lieu le 8 mars 1996 sur le réacteur 2 de Belleville ; les actions correctives

prises en place par l'exploitant n'ont pas été respectées.

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

Un **incident** est survenu le lundi 26 novembre : alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement, une des deux voies du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) a été interrompue pour des opérations de maintenance. Le boremètre qui était en ligne sur la voie interrompue n'a pas été transféré sur la voie en fonctionnement.

Le boremètre est un système de mesure en continu de la concentration en bore. Le bore est un corps ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire ; mélangé à l'eau du circuit primaire, il permet de contrôler et, le cas échéant, d'arrêter la réaction nucléaire.

L'anomalie n'a pas été détectée, ce qui aurait permis de pallier l'indisponibilité du boremètre par des mesures manuelles régulières.

La situation a été rétablie 24 h plus tard lors de la remise en service des deux voies de refroidissement du réacteur à l'arrêt.

En raison de l'absence de détection de cette anomalie, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Un **incident** s'est produit le 28 décembre : alors que le réacteur était en cours de redémarrage, une soupape de protection du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) s'est ouverte.

Le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) assure, lors des phases d'arrêt du réacteur, la circulation et un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire afin d'évacuer la chaleur résiduelle provenant des assemblages combustibles présents dans le cœur du réacteur. Il est constitué de deux voies redondantes et protégé contre les surpressions par quatre soupapes. Ces soupapes assurent également la protection du circuit primaire contre les surpressions lorsque le circuit RRA lui est connecté.

Lors du redémarrage du réacteur, alors que l'exploitant devait pressuriser le circuit primaire jusqu'à 3 bar, les quatre capteurs de pression situés

sur les deux voies du circuit RRA sont restés isolés du circuit à cause d'une erreur de déconsignation. L'exploitant a ainsi disposé d'informations erronées sur la pression du circuit. Celle-ci a augmenté à son insu et a provoqué l'ouverture d'une des quatre soupapes de protection du circuit à 35,5 bar.

L'exploitant a immédiatement dépressurisé le circuit et rendu disponibles les capteurs de pression. Cet incident n'a pas eu de conséquence sur l'environnement, l'eau évacuée par la soupape étant recueillie par un ballon prévu à cet effet, lui-même situé à l'intérieur de l'enceinte de confinement.

En raison du cumul d'indisponibilités des quatre capteurs de pression du circuit de refroidissement du réacteur, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Réacteur 2

Un **incident** est survenu le 19 novembre : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que certaines vannes d'isolement de l'enceinte de confinement étaient ouvertes. *(Cet incident initialement classé au niveau 0 est à rattacher à l'incident générique sur les vannes d'isolement de l'enceinte.)*

2

Blayais (Gironde)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 17 décembre a permis d'examiner le traitement par l'exploitant de six incidents significatifs et notamment l'analyse de ces incidents concernant le « facteur humain ».

L'**inspection** du 18 décembre a porté sur l'état d'avancement des engagements pris par l'exploitant du Blayais vis-à-vis de l'Autorité de sûreté en 1996.

Réacteur 2

L'**inspection** du 23 décembre a permis un examen approfondi des circonstances de l'incident survenu le 5 décembre (surinsertion des groupes

gris résultant d'un mauvais calibrage de la courbe G5).

4

Bugey (Ain)

► Centrale EDF

Réacteur 1 (filiale uranium naturel-graphite-gaz)

Le décret du 30 août 1996 relatif aux opérations de mise à l'arrêt définitif de l'installation nucléaire de Bugey 1 a été 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.

L'**inspection** du 3 décembre avait pour objet de faire le point sur l'avancement des opérations de mise à l'arrêt définitif du réacteur.

Réacteurs 2 à 5

L'**inspection** du 6 novembre a permis de procéder à un examen de l'organisation mise en œuvre par l'exploitant en matière de contrôle de la chimie de l'eau des circuits primaire et secondaire. Les inspecteurs ont plus particulièrement vérifié le respect des diverses prescriptions techniques dans ce domaine et examiné les rejets de bore induits par l'injection d'acide borique dans l'eau du circuit secondaire. Cette injection a pour but de ralentir la corrosion des tubes de générateur de vapeur.

L'**inspection** du 14 novembre a permis d'examiner l'organisation mise en place par l'exploitant pour réaliser la comptabilisation des situations qui ont une incidence sur le vieillissement des matériels, en particulier le circuit primaire principal.

Une **inspection inopinée** s'est déroulée le 19 décembre. Elle a permis de vérifier, par divers sondages, que les réacteurs 2 et 3 étaient conduits dans le respect des spécifications techniques d'exploitation.

Réacteurs 2 et 4

Un **incident** est survenu le 26 novembre : alors que les réacteurs

étaient en fonctionnement, l'exploitant a constaté, lors d'une vérification, que deux vannes sur chacun des deux réacteurs étaient ouvertes, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation dans cet état des réacteurs.

L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton qui constitue la troisième des trois barrières existantes 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 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'isoler chacune des canalisations lorsque cela est nécessaire.

Ces vannes installées sur des tuyauteries de petit diamètre (entre 5 et 10 mm) ne faisaient pas l'objet des mêmes précautions que les autres vannes d'isolement de l'enceinte. Ces vannes ont été immédiatement refermées.

Cette anomalie a été détectée grâce à une information communiquée par la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux le 22 novembre 1996 ; il a été procédé à des vérifications sur les quatre réacteurs du site. Seuls les réacteurs 2 et 4 étaient concernés.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation et sur l'environnement.

Néanmoins, en raison de lacunes dans le processus d'assurance de la qualité, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Réacteur 3

Le réacteur a été mis à l'**arrêt** le 5 décembre pour intervenir sur un tube d'un des trois générateurs de vapeur affecté d'une légère fuite.

Un générateur de vapeur est un échangeur thermique entre l'eau du circuit primaire, portée à haute température (320 °C) et pression élevée (155 bar) dans le cœur du réacteur et l'eau du circuit secondaire, qui se transforme en vapeur et alimente la turbine. Il comporte plusieurs milliers de tubes en forme de U.

Cette fuite n'a pas eu de conséquence sur l'environnement et la sûreté de l'installation.

Le 20 décembre, la DSIN a **autorisé** l'exploitant à redémarrer ce réacteur.

5

Cadarache (Bouches-du-Rhône)

► Centre d'études du CEA

Réacteur Masurca

L'**inspection** du 17 décembre avait pour objectif la vérification de l'organisation mise en place pour la réalisation du programme expérimental Cirano, en ce qui concerne les règles générales d'exploitation et les prescriptions techniques à respecter, et les consignes et procédures adéquates à mettre en application.

Réacteurs Cabri et Scarabée

L'**inspection** du 18 décembre avait pour objectif de vérifier l'organisation de la qualité mise en place pour le suivi des programmes expérimentaux sur Cabri. A cette occasion, les inspecteurs ont aussi noté que la démarche de l'expérimentateur était en adéquation avec les prescriptions techniques et les règles générales d'exploitation de l'installation.

Parc d'entreposage des déchets solides radioactifs

L'**inspection** du 5 décembre avait pour objet de faire le bilan du chantier expérimental destiné à valider une méthode de reprise des déchets enfouis dans les « tranchées ». Au cours de celle-ci, le devenir des produits récupérés a été examiné, en particulier en ce qui concerne leur traitement.

Réacteur Minerve

L'**inspection** du 6 novembre a été consacrée à l'examen des programmes d'entretien et de maintenance préventive mis en place par l'exploitant pour maintenir le niveau de sûreté du réacteur. Les résultats des contrôles et vérifications périodiques, prévus dans les règles générales d'exploitation et effectués sur des matériels susceptibles de mettre en évidence un certain vieillissement de l'installation, ont également été regardés.

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

L'**inspection** du 6 décembre a concerné Rapsodie et l'ICPE Elcesna. Il a été procédé à un contrôle des travaux de modification ou d'amélioration dont les installations ont récemment fait l'objet. La conformité des conditions de leur exploitation avec les documents transmis a également été examinée.

Réacteur Phébus

Sur la base du rapport définitif de sûreté et des règles générales d'exploitation, révisés pour tenir compte des enseignements des deux premières expériences, le directeur de la sûreté des installations nucléaires, par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, a **notifié** le 14 novembre son approbation à la mise en service du réacteur Phébus, conformément aux dispositions prévues par le décret autorisant sa modification.

Station de traitement des effluents et déchets (STED)

L'**inspection** du 10 décembre a eu pour objet de contrôler le respect des exigences en matière de confinement et de ventilation dans l'installation, plus particulièrement en ce qui concerne l'atelier de filtration alpha de la station de traitement des effluents (STE) et l'installation de compactage de 500 t de la station de traitement des déchets (STD).

Laboratoire d'examen des combustibles actifs (LECA)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'installation d'un banc de contrôles non destructifs (VENDAUM) en cellule 3 (télex du 20 novembre).

Laboratoire d'études et de fabrication de combustibles avancés (LEFCA)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la poursuite du fonctionnement de l'installation dans le cadre du référentiel de sûreté actuel (télex du 31 décembre).

L'**inspection** du 7 novembre a été consacrée à la ventilation. Elle a permis de faire le point du retour d'expérience d'une année de fonction-

nement du nouvel automate de gestion de la ventilation. Le traitement des anomalies, les modalités d'exploitation tant en situation normale que dégradée et les contrôles et essais périodiques ont été examinés.

Un **incident** est survenu le 11 novembre : le laboratoire a été privé de son réseau de ventilation pendant 4 h 15.

La ventilation a pour fonction d'évacuer vers des circuits de filtration et de rejets contrôlés les substances radioactives susceptibles d'être disséminées dans un local. C'est l'une des barrières de confinement du laboratoire.

L'incident est imputable à la rupture d'une pièce en caoutchouc du circuit d'air comprimé qui permet de manoeuvrer les vannes du réseau de ventilation.

Une perte de pression de ce circuit en a résulté. Elle a normalement conduit l'automate à arrêter la ventilation et à mettre l'installation en position de sécurité.

La ventilation a été remise en service à 23 heures après remplacement de la pièce défectueuse.

L'installation était à l'arrêt lors de l'incident. Les dispositifs de contrôle n'ont pas décelé d'augmentation de la radioactivité artificielle dans le bâtiment.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur l'environnement. Néanmoins, du fait de la perte totale d'un élément important pour la sûreté, il est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Réacteur Harmonie

L'**inspection** du 3 décembre avait pour objet de faire un état de l'installation et de s'assurer du maintien de la surveillance et des contrôles périodiques pendant cette phase d'arrêt prolongé devant conduire à la cessation définitive d'exploitation conformément à l'annonce faite par le CEA.

Chicade-Cadarache

L'**inspection** du 21 novembre avait pour objet d'examiner l'organisation et l'avancement des travaux du hall 4 et en particulier la cellule Alceste, avant la mise en exploitation de Chicade. Cette partie de l'installation est destinée à des opérations de recherche et développement sur des déchets de catégorie MA (moyenne activité).

7

Cattenom
(Moselle)

► **Centrale EDF**

Réacteur 2

Le réacteur est en prolongation de cycle depuis le 25 novembre.

L'**inspection inopinée** du 12 décembre avait pour objet de vérifier le respect par les équipes de conduite des actions demandées dans les notes d'organisation du site.

Réacteurs 3 et 4

Lors de l'**inspection inopinée** du 20 novembre il a été procédé à l'examen de certains documents de conduite, notamment ceux utilisés pour le redémarrage du réacteur 3 le 28 octobre 1996.

Un **incident** est survenu le 4 novembre : alors que le réacteur 3 était en phase de redémarrage après arrêt pour rechargement, l'exploitant a réalisé une montée en puissance trop rapide, ce qui est contraire aux exigences des spécifications techniques d'exploitation (STE).

Afin de ne pas dégrader les gaines des crayons combustibles, la puissance du cœur ne doit pas être augmentée trop rapidement au cours du redémarrage du réacteur faisant suite à un rechargement.

Le personnel d'exploitation et d'encadrement n'a pas détecté ce non-respect des STE lors de la remontée en puissance ; il a été découvert le lendemain par l'ingénieur sûreté.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation.

Cependant, en raison du non-respect des STE, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Un **incident** est survenu le 7 novembre : alors que le réacteur 3 était en fonctionnement, l'exploitant a constaté, au cours d'un contrôle périodique, une erreur de programmation d'un nouveau dispositif de sûreté destiné à empêcher toute diminution de la concentration en bore du circuit primaire dans certaines configurations.

Le bore est un corps ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire.

Mélangé à l'eau du circuit primaire, il permet de contrôler et, le cas échéant, d'arrêter la réaction nucléaire.

Le 5 novembre, une erreur d'interprétation de la procédure utilisée pour la mise en place du nouveau système de protection a conduit à une programmation erronée du système, qui aurait retardé son action automatique en cas de sollicitation. Cette anomalie a été mise en évidence le 7 novembre.

A la suite de cette découverte, des contrôles ont été réalisés sur les autres réacteurs du site, qui ont révélé que la même erreur avait été commise sur le réacteur 4, après le dernier arrêt pour rechargement.

L'exploitant a procédé aux corrections nécessaires.

Cette erreur n'a pas eu de conséquence sur la sûreté, l'ensemble des autres systèmes de protection fonctionnant normalement.

Cependant, en raison de la dégradation d'une fonction de sûreté sur deux réacteurs, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

8

Chinon
(Indre-et-Loire)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

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

Une réunion s'est tenue le 26 novembre à la préfecture d'Indre-et-Loire entre les différents services concernés, afin d'examiner la préparation de l'exercice de crise qui doit avoir lieu sur le site de Chinon en 1997.

Par ailleurs, en préalable au déroulement de l'enquête publique relative à la demande de modification du décret d'autorisation de création des centrales B 1/2 et B 3/4 avant introduction de combustible MOX, l'exploitant a organisé différentes réunions d'information (le 13 décembre avec les élus, le 19 décembre avec les journalistes et le 20 décembre avec le public).

Centrale A (filrière uranium naturel-graphite-gaz)

L'**inspection** du 13 novembre a permis de faire le point sur la fin des opérations de démantèlement de Chinon A2 et d'examiner le suivi des essais périodiques du système de mise en dépression des zones confinées de l'installation.

Enfin, une visite générale des installations de Chinon A1 et Chinon A2 a été effectuée.

Atelier des matériaux irradiés (AMI)

L'**inspection** du 7 novembre a permis aux inspecteurs de se rendre sur deux chantiers en cours (mise en place d'un plafond étanche et coupe-feu, maintenance et décontamination d'une cellule).

Ils ont ensuite examiné les documents relatifs à ces interventions (contrats de prestation, suivi des interventions, ...). Puis ils ont élargi leur examen aux dispositions prévues par l'exploitant pour la réalisation et le suivi des modifications et travaux de l'installation.

Centrale B

L'**inspection** du 6 novembre a porté sur l'intégration par le site des règles de conduite normale, la prise en compte de la démarche « transitoires sensibles » et la mise à jour des consignes accidentelles.

L'**inspection** réalisée le 11 décembre a porté sur la gestion des déchets radioactifs et non radioactifs produits par les centrales B. L'organisation et les modalités de cette gestion ont été examinées. Enfin, une visite générale des installations sur les centrales B 1/2 et B 3/4 a été effectuée.

L'**inspection inopinée** réalisée le 13 décembre a porté sur la conduite des réacteurs en puissance. La composition des équipes de conduite, les alarmes présentes, les positions des grappes, les indisponibilités éventuelles, les consignes temporaires d'exploitation et les cahiers de bloc ont été examinés. Par ailleurs, le délai d'arrivée de l'ingénieur de sûreté d'astreinte sur le site a été vérifié.

L'**inspection** réalisée le 20 décembre a porté sur l'application du programme de base de maintenance préventive concernant le génie civil. Les fiches d'écart et d'anomalies, de même que les gammes ou les

comptes rendus, ont été examinés. De plus, un point a été fait sur les ouvrages d'alimentation en eau du refroidissement.

Réacteur B3

Un **incident** est survenu le 22 novembre : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté avoir dépassé la durée autorisée de prolongation de fonctionnement à puissance réduite.

Pour adapter la production d'électricité à la consommation, chaque centrale nucléaire dispose de plusieurs modes de fonctionnement : production constante à pleine puissance, production à 92,6 % de la puissance maximale, variation de puissance en fonction de la demande pendant quelques heures.

Pour éviter tout risque d'endommagement des gaines du combustible, celui-ci doit être utilisé uniformément. Ceci conduit à limiter la durée pendant laquelle le réacteur fonctionne à moins de 91 % de la puissance nominale.

Sur cette installation, une anomalie de la turbine limite la puissance maximale de l'installation à une valeur inférieure à la puissance nominale. En conséquence, le fonctionnement stable à 92,6 % de la puissance maximale correspond à 90,6 % de la puissance nominale. Cette particularité n'a pas été identifiée, ce qui a conduit l'exploitant à dépasser la durée autorisée de fonctionnement à moins de 91 % de la puissance nominale depuis le 8 août 1996.

L'exploitant a constaté l'absence d'évolution de la radioactivité contenue dans le fluide primaire.

En raison d'un dépassement des limites autorisées d'exploitation et de la détection tardive de cette anomalie, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.



Chooz (Ardennes)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Deux réunions publiques d'information relatives à la distribution d'iodose sont tenues les 15 novembre

et 29 novembre à Chooz et Landri-champs.

La Commission locale d'information s'est réunie en séance plénière le 22 novembre à Givet. Le 10 décembre les services de l'Etat et les élus de la région de Chooz ont préparé l'exercice de sécurité nucléaire du 21 janvier 1997 à Givet et Chooz (cf. en bref... France).

Un **incident** est survenu le 4 décembre : l'exploitant a constaté un dépassement du débit maximal de rejet d'effluents radioactifs liquides autorisé lors des opérations de contrôle du rejet en cours.

Les installations de rejet de ces effluents sont communes aux deux réacteurs B1 et B2 et comportent quatre réservoirs de 750 m³. Ces quatre réservoirs reçoivent les effluents radioactifs liquides acheminés depuis les îlots nucléaires par des collecteurs. Des pompes permettent le brassage, la vidange et le rejet vers le milieu naturel des effluents contenus dans chaque réservoir.

L'arrêté interministériel du 3 juin impose notamment un débit instantané maximal et une pré-dilution minimale des effluents radioactifs liquides dans les eaux de refroidissement des réacteurs.

Le débit excessif a entraîné un non-respect du débit maximal instantané et du facteur de pré-dilution autorisés. Néanmoins les valeurs des activités radiologiques en tritium et hors tritium ajoutées dans le milieu naturel sont restées inférieures aux limites fixées pour l'ensemble du site par cet arrêté et conformes aux valeurs habituelles.

Les dysfonctionnements à l'origine de cet incident, qui n'a pas eu de conséquence sur l'environnement, sont en cours d'analyse.

Cet incident a été classé au **niveau 0** de l'échelle INES.

Réacteur A

L'**inspection** du 13 décembre a été consacrée au contrôle de l'application des règles générales d'exploitation en vigueur concernant l'évacuation du combustible et des essais périodiques associés. Les inspecteurs ont procédé à une visite du chantier de démantèlement des réservoirs du circuit d'injection de sécurité engagé dans le cadre de la réalisation des

dernières opérations de mise à l'arrêt définitif.

Centrale B

Réacteur B1

L'**inspection** du 19 novembre a porté sur la planification, la réalisation et le suivi des essais périodiques des matériels.

L'**inspection** du 6 décembre a été consacrée à l'organisation mise en place par l'exploitant pour gérer les modifications des données du système de conduite et de surveillance du réacteur. Les inspecteurs ont contrôlé par sondage la mise en œuvre de cette organisation sur quelques cas concrets.

L'**inspection** du 11 décembre a été consacrée aux procédures de conduite des réacteurs et tout particulièrement à celles prévues en situation incidentelle ou accidentelle. Les incidents d'exploitation récents ayant suscité l'utilisation de ces procédures ont été examinés.

Un **incident** est survenu le 10 novembre : au cours des essais de démarrage du réacteur, alors qu'il était à 30 % de sa puissance nominale, l'exploitant a procédé à la mesure du débit de circulation du fluide primaire.

Ce débit doit être compris entre une valeur minimale imposée par les conditions de refroidissement du cœur du réacteur et une valeur maximale imposée par les conditions de maintien des assemblages combustibles à la position requise dans le cœur.

Cette mesure a indiqué une valeur de débit supérieure d'environ 5 % à la valeur maximale autorisée. Le réacteur a été mis à l'arrêt, sans délai, conformément aux règles générales d'exploitation.

Selon les premières analyses de l'exploitant, cette situation est principalement imputable à un défaut de réglage des quatre pompes qui assurent la circulation du fluide primaire entre la cuve du réacteur et les quatre générateurs de vapeur.

Le redémarrage du réacteur et la poursuite des essais associés sont subordonnés à l'autorisation de l'Autorité de sûreté, au vu des actions correctives que doit proposer l'exploitant.

Cet incident, sans conséquence réelle pour la sûreté du réacteur, avait initialement été classé au niveau 0 de l'échelle INES ; en raison d'une défaillance de cause commune révélée par les analyses de l'exploitant, il a été reclassé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Le réacteur est maintenu à l'arrêt depuis le 10 novembre.

Réacteur B 2

L'**inspection** du 5 novembre a porté sur les qualifications, la maintenance et les essais des matériels de détection et de lutte contre l'incendie, ainsi que sur la formation et l'entraînement des équipes d'intervention. Les inspecteurs ont procédé à la visite des locaux.

10

Civaux (Vienne)

► Centrale EDF

Réacteur 1

L'**inspection** du 7 novembre avait pour thème l'examen de l'état des différents systèmes requis pour l'arrivée du combustible, sur la base de la décision commune DC 115 établie par la direction de l'aménagement et l'exploitant de la centrale.

Les essais à chaud ont commencé le 29 novembre, pour une durée prévisionnelle de 10 semaines.

La livraison du combustible a débuté le 5 décembre.

11

Creys-Malville (Isère)

Réacteur Superphénix (à neutrons rapides)

Le 3 novembre, alors que le réacteur fonctionnait à 90 % de sa puissance nominale, l'exploitant a détecté une anomalie de vibration d'une pompe primaire.

Le réacteur à neutrons rapides de Creys-Malville comporte quatre pompes primaires qui véhiculent le sodium contenu dans la cuve principale du réacteur.

A la suite de cette détection, l'exploitant a ramené la puissance du réacteur à 75 % le 3 novembre, puis à 65 % le 4 novembre. Le 6 novembre, l'exploitant a décidé de procéder à l'arrêt du réacteur pour effectuer l'échange standard du boîtier de roulement situé au niveau du palier supérieur de cette pompe. L'intervention a duré une dizaine de jours. Cette anomalie de fonctionnement n'a eu aucune conséquence sur la sûreté du réacteur.

Le 25 novembre, alors que la centrale fonctionnait à 90 % de sa puissance nominale, une intervention sur l'un des deux groupes turbo-alternateurs a provoqué l'arrêt automatique du réacteur.

L'exploitant a mis à profit cet arrêt fortuit pour anticiper la réalisation de deux expériences prévues dans le cadre du programme d'acquisition des connaissances. La durée de l'arrêt a été de 10 jours.

Par **arrêté** des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie du 23 décembre, la validité des arrêtés de prise d'eau et de rejet dans le Rhône en dates du 5 novembre 1981 et du 6 septembre 1983 a été prorogée de deux ans.

L'**inspection** du 7 novembre avait pour thème l'examen des mesures prises par l'exploitant en matière de feux de sodium (prévention, détection, intervention).

L'**inspection** du 29 novembre a été consacrée à l'exploitation et à l'entretien des générateurs de vapeur et de leurs circuits de vidange (normale ou rapide) associés. Elle a porté sur les essais périodiques, et la synthèse des événements et incidents survenus sur ces systèmes. Les conditions de l'arrêt du 25 novembre ont également été examinées.

Un générateur de vapeur est un échangeur thermique entre l'eau du circuit eau-vapeur et le sodium du circuit secondaire, porté à haute température (525 °C) par le sodium primaire contenu dans la cuve. Cette eau se transforme en vapeur et alimente la turbine. Le réacteur de Creys-Malville comporte quatre générateurs de vapeur.

Le réacteur a été **arrêté** volontairement le 24 décembre pour une durée prévisionnelle de 6 mois afin de procéder à l'épreuve hydraulique de

ses générateurs de vapeur. A cette occasion, des modifications seront réalisées, notamment 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.

Par arrêté préfectoral du 6 décembre, la demande présentée par l'exploitant en vue de mettre en service un bâtiment d'entreposage de sodium et d'alliage de sodium-potassium en phase solide sera soumise à une **enquête publique** du 7 janvier au 7 février 1997 dans la commune de Creys-Mépieu (Isère). Ces produits légèrement contaminés (activité maximale 16 120 GBq) proviendront des filtres de purification du sodium secondaire qui seront remplacés lors de l'arrêt prolongé du réacteur. Dans l'attente d'un traitement ultérieur, ils seront stockés dans un ancien bâtiment réaménagé à cet effet.

Un **incident** est survenu le 10 décembre : l'exploitant a constaté, lors de la réception de sources radioactives destinées à la réalisation d'essais avant la mise en service du bâtiment de stockage des éléments combustibles, que ces sources n'étaient pas conformes à celles qui avaient été commandées, à cause d'une confusion du fournisseur.

L'activité des sources fournies dépasse d'environ 50 % l'activité prévue et autorisée par l'arrêté ministériel du 12 novembre 1996.

Dès la découverte de la non-conformité, la source a été replacée dans son emballage pour être retournée au fournisseur ; compte tenu des règles de protection mises en place pour la réception de telles sources, cet incident n'a pas eu de conséquence pour le personnel et pour l'environnement.

L'exploitant a déclenché une inspection chez son fournisseur qui a eu lieu le 20 décembre.

Une **inspection** de l'Autorité de sûreté a eu lieu chez l'exploitant le 23 décembre.

En raison d'un contrôle défaillant dans la mise en œuvre de sources radioactives, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

12

Cruas (Ardèche)

► Centrale EDF

Réacteurs 1 à 4

L'**inspection** du 19 novembre avait pour objectif de s'assurer par sondage de l'application des programmes de maintenance préventive concernant les capteurs importants pour la sûreté relatifs aux mesures de débit, pression, niveau et température. Les problèmes de lignages de ces capteurs ont également été abordés.

L'**inspection** du 21 novembre a porté sur la gestion des déchets solides, radioactifs ou non, produits par le site. L'organisation et les modalités de cette gestion ont été examinés et les équipements de traitement et de conditionnement ont été visités.

Par **arrêté** des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie du 23 décembre, la validité de l'arrêté du 16 janvier 1981 de prise d'eau dans le Rhône a été prorogée d'un an et celle de l'arrêté du 29 mars 1982 de rejet dans ce même fleuve prorogée de deux ans.

Un **incident** est survenu le 9 novembre : alors que les quatre réacteurs étaient en fonctionnement, l'exploitant a constaté que des vannes participant à l'étanchéité de l'enceinte de confinement étaient ouvertes sur chacun des réacteurs, ce qui est contraire aux spécifications 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'obturer chacune des canalisations lorsque cela est nécessaire.

Les vannes en cause le 9 novembre, installées sur des tuyauteries de petit diamètre (entre 5 et 10 mm), faisaient l'objet de procédures d'exploitation inadaptées qui demandaient de les maintenir ouvertes alors que les STE imposent leur fermeture lorsque le réacteur est en puissance. Ces vannes ont été immédiatement refermées.

Cette anomalie a été détectée grâce à une information communiquée par la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux, qui a amené l'exploitant du site de Cruas à procéder à des vérifications sur les quatre réacteurs du site.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation et sur l'environnement. Néanmoins, en raison de lacunes dans le processus d'assurance de la qualité, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Réacteur 3

Le réacteur 3 est en prolongation de cycle depuis le 14 novembre 1996.

Un **incident** est survenu le 4 novembre : alors que le réacteur était en fonctionnement, certaines grappes de commande se sont insérées automatiquement dans le cœur à un niveau légèrement inférieur à celui imposé par les spécifications techniques d'exploitation (STE).

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

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

- introduire les grappes de commande dans le cœur ou les en retirer ; ces grappes de commande contiennent des matériaux absorbant les neutrons.

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

Dans le cas présent, une baisse automatique de puissance du réacteur

due à l'arrêt du groupe turbo-alternateur (partie non nucléaire de l'installation) a provoqué l'insertion de ces grappes en dessous de la limite autorisée. Il existe pour ce cas une fiche d'alarme qui demande à l'exploitant d'ajouter du bore dans un délai de huit minutes au maximum. Les opérateurs, voyant que les grappes de commande remontaient rapidement vers un niveau conforme aux STE, n'ont pas lancé cette borication dans le délai requis. Les grappes sont ainsi restées 9 minutes et 30 secondes en dessous de la limite autorisée.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. En raison du non-respect de la conduite à tenir en cas de sortie des limites et conditions d'exploitation et de la répétition d'un événement déjà survenu sur le site ainsi que sur le parc, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

14

Dampierre-en-Burly (Loiret)

► Centrale EDF

Ensemble du site

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 17 décembre (cf. En bref... France).

Une **inspection** sur le thème des essais périodiques a été réalisée le 10 décembre dernier.

Il a été procédé à un contrôle du respect des règles de gestion des essais périodiques : répartition entre les différents services, rédaction des gammes d'essais, planification des essais, vérification des résultats d'essais, retour d'expérience.

Une **inspection** sur le thème de l'incendie a été réalisée le 13 décembre. Il a été procédé au contrôle de la prise en compte du risque incendie par l'exploitant. Les inspecteurs ont notamment étudié le suivi des engagements, les fiches d'action incendie et le plan d'urgence interne ; ils ont également procédé à un test incendie et à une visite de locaux.

OSART

Du 12 au 29 novembre, une équipe d'experts internationaux a procédé à un audit du site de Dampierre dans le cadre d'un « OSART » (cf. Relations internationales).

Un **incident** est survenu le 12 novembre : l'exploitant a constaté la présence anormale de radioactivité lors du passage d'une benne de déchets industriels, réputés non radioactifs, devant les balises de détection placées à la sortie du site.

Les recherches entreprises ont conduit à la découverte de particules contaminées dans un sac d'aspirateur.

La provenance de ce sac n'est pas établie à ce jour ; en tout état de cause, cet événement révèle un dysfonctionnement dans l'organisation mise en place pour empêcher la dissémination de particules radioactives à l'intérieur de la centrale.

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

Réacteur 1

En raison d'une fuite sur une tuyauterie reliée au circuit primaire (voir plus loin la description de cet incident) le réacteur est à l'arrêt depuis le 21 décembre, pour une durée prévue de trois à quatre semaines.

Un **incident** est survenu le 13 novembre : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a découvert, lors des opérations préalables au prochain arrêt pour rechargement en combustible, qu'un chariot du pont polaire de l'enceinte du réacteur n'était pas dans sa position normale de stockage.

Le pont polaire est utilisé, pendant les arrêts pour rechargement en combustible, pour effectuer les opérations de manutention de matériels dans l'enceinte du réacteur.

Lorsque le réacteur est en fonctionnement, le pont doit impérativement être stocké à la périphérie de l'enceinte ; lors de l'incident, il était situé directement au-dessus de la cuve.

L'exploitant a arrêté le réacteur durant quelques heures pour remettre le pont en position normale.

Cet incident résulte de l'oubli, lors du dernier arrêt, d'une spécification de la procédure. Une anomalie similaire a été détectée sur les réacteurs 3 et 4.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation ; cependant en raison d'une erreur de procédure, il est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Un **incident** est survenu le 21 décembre : l'exploitant a localisé une fuite d'eau primaire non isolable sur une tuyauterie reliant le circuit d'injection de sécurité au circuit primaire de l'installation.

Dès le vendredi 14 décembre, une fuite d'un débit de 100 litres par heure avait été détectée, sans que l'origine puisse en être déterminée. Ensuite, le débit de la fuite est monté à 160 litres par heure. L'exploitant a décidé d'arrêter le réacteur le 21 décembre afin de localiser la fuite avant d'atteindre le critère de sûreté de 230 litres par heure.

Les recherches menées dans le bâtiment réacteur ont permis d'établir que la fuite était localisée sur une tuyauterie directement reliée au circuit primaire et non isolable de ce dernier. La pression primaire a ensuite pu être abaissée, ce qui a permis de stopper l'écoulement d'eau.

Durant la fuite, le refroidissement du combustible a toujours été assuré. L'eau primaire a été recueillie dans les réservoirs (puisards) prévus à cet effet. Elle est restée confinée à l'intérieur du bâtiment réacteur. Cet incident n'a donc eu aucune conséquence réelle sur le personnel ni sur l'environnement.

Le réacteur a été maintenu à l'arrêt afin de remplacer la tuyauterie défectueuse et de contrôler les circuits similaires.

Après dépose, le tronçon endommagé va être expertisé à l'Atelier des matériaux irradiés de Chinon afin de déterminer les causes du défaut.

Des inspecteurs de l'Autorité de sûreté, appartenant à la Division des installations nucléaires de la DRIRE Centre et au Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN) se sont rendus sur le site le 31 décembre.

Cette fuite est à rapprocher de celle rencontrée le 19 septembre 1992 sur une tuyauterie similaire du réacteur de Dampierre 2. Toutefois, dans l'attente des résultats d'expertises, il n'est pas possible d'affirmer que les causes en soient identiques.

Le défaut à l'origine de la fuite du réacteur de Dampierre 1 est notamment situé en partie courante d'une portion de tuyauterie droite alors que le phénomène de fatigue thermique mis en évidence sur le réacteur de Dampierre 2 est supposé

initier préférentiellement des défauts dans des zones soumises à contraintes telles que les coudes et les soudures.

En fonction du résultat des expertises engagées un programme de contrôle des tuyauteries susceptibles d'être concernées par la même anomalie pourra être mis en place sur d'autres réacteurs du parc.

Cet incident, déclaré à l'Autorité de sûreté le 24 décembre, a été classé provisoirement au **niveau 1** de l'échelle **INES**, dans l'attente du résultat des investigations.

Réacteur 3

Le réacteur 3 est passé en prolongation de cycle le 24 décembre.

Un **incident** est survenu le 24 septembre dernier : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté l'indisponibilité partielle d'un tableau électrique alimentant le contrôle-commande de matériels importants pour la sûreté.

Cette indisponibilité avait été provoquée par l'activation du code national d'alerte (CNA) réalisée dans le cadre d'un exercice incendie. Les sites réalisent régulièrement des exercices de ce type afin de tester leur organisation en cas d'incendie. A cette occasion, ils activent le CNA, qui met en route un certain nombre de dispositifs liés à l'alerte (alarmes sonores, lumineuses, etc.).

A l'occasion de l'activation du CNA, un défaut électrique, dont l'origine est actuellement non définie, a entraîné une perte partielle d'alimentation de l'un des tableaux électriques permettant de commander des matériels importants pour la sûreté.

En cas d'accident réel, le déclenchement de l'alerte risquait donc de rendre indisponibles des matériels nécessaires à la mise en œuvre d'actions de sauvegarde de l'installation.

Le même incident était déjà survenu lors de la réalisation d'autres exercices, mais le lien de cause à effet entre les deux événements n'avait pas été détecté.

Pour éviter le renouvellement de cet incident, l'exploitant a connecté le CNA sur un autre tableau. Cet incident n'a pas eu de conséquences réelles sur l'installation.

Déclaré par l'exploitant le 27 septembre 1996, cet incident avait initialement été classé au **niveau 0** de l'échelle **INES**. Une analyse plus détaillée a conduit à le reclasser au **niveau 1** du fait du risque d'aggravation d'une éventuelle situation accidentelle qu'il induit.

15

Fessenheim (Haut-Rhin)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 29 novembre avait pour but de vérifier les modalités de la gestion des déchets radioactifs et non radioactifs produits par la centrale. Les inspecteurs ont effectué une visite du bâtiment auxiliaire de conditionnement et du circuit de collecte des déchets non radioactifs.

L'**inspection** du 9 décembre a porté sur le respect des spécifications techniques d'exploitation lors du redémarrage du réacteur 1 en août 1996 et après l'arrêt automatique du réacteur 2 le 5 décembre.

L'**inspection** du 11 décembre avait pour but d'approfondir les raisons de certains événements importants pour la sûreté (EIS) déclarés en 1996. Elle a permis de vérifier que les analyses techniques et de sûreté étaient de nature à lever les ambiguïtés qui subsistaient après consultation du fichier SAPHIR.

L'**inspection inopinée** du 24 décembre avait pour but de vérifier que les paramètres chimiques imposés par les spécifications techniques d'exploitation étaient respectés.

Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 8 décembre : au cours d'une vérification des circuits hydrauliques, l'exploitant a trouvé une vanne en position ouverte, alors qu'elle aurait dû être bloquée en position fermée depuis le 8 novembre 1996, date à laquelle elle a été manœuvrée la dernière fois.

Cette vanne est située sur un circuit d'appoint du réacteur qui a pour fonction de maintenir la concentration en bore dans le circuit primaire. 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.

En marche normale, ce circuit d'appoint doit être fermé, pour éviter tout appoint d'eau imprévu susceptible de modifier la concentration en bore.

Cette anomalie n'a pas eu de conséquence, deux autres vannes fermées empêchant toute arrivée d'eau.

Cependant, la vérification effectuée après la manœuvre du 8 novembre n'ayant pas permis de détecter cette anomalie, l'incident est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

16

Flamanville (Manche)

Ensemble du site

L'**inspection** du 5 novembre avait pour thème la gestion des déchets radioactifs. Elle a été l'occasion de vérifier l'organisation du site vis-à-vis du contrôle de la production, du tri, de la caractérisation des déchets produits en exploitation et réacteur à l'arrêt. La visite du bâtiment annexe de conditionnement a permis de vérifier, notamment, la mise en pratique des notes émises par le site.

L'**inspection** du 19 novembre a eu pour objet le suivi technique et la maintenance préventive et curative des chaînes de contrôle de la réactivité du cœur. Une visite des locaux de traitement électronique de ces chaînes a été réalisée.

L'**inspection** du 5 décembre a été consacrée à l'examen de l'organisation et de l'action de l'exploitant en ce qui concerne les vérifications prévues par l'arrêté qualité du 10 août 1984.

17

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

► Centre d'études du CEA

Laboratoire de radiométallurgie (RM2)

L'**inspection** du 22 novembre a permis, lors d'une visite générale, de fai-

re un point sur le démantèlement en vue du déclassement, sur les contrôles et essais périodiques, les incidents et la maîtrise des prestataires.

Station de traitement des effluents radioactifs liquides (STEL)

Un **incident** est survenu le 11 décembre : lors du démontage d'une vanne sur un circuit de vidange de la station de traitement des effluents liquides, deux litres de liquide contaminé se sont répandus accidentellement sur un sol étanche.

Les contrôles effectués par l'exploitant dans le local ont révélé une contamination atmosphérique significative en émetteurs alpha au voisinage de la vanne et une contamination de 1000 Bq/cm² en émetteurs bêta et alpha au niveau du sol.

Aucune contamination interne ou externe n'a été décelée lors des premiers examens auxquels ont été soumis les trois agents chargés de réaliser l'opération incriminée.

Les mesures de rejet à l'atmosphère, effectuées par l'exploitant après l'incident, ne révèlent pas de contamination de l'environnement.

Des vérifications sont en cours à l'OPRI sur des prélèvements effectués dans le local et dans l'environnement. Des vérifications sont également en cours concernant le personnel.

En raison de la dégradation de la défense en profondeur, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

18

Golfech (Tarn-et-Garonne)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 19 décembre a permis de vérifier que les engagements pris par l'exploitant étaient effectivement respectés. Il s'agit des engagements pris en réponse aux lettres consécutives aux inspections ou aux comptes rendus d'incidents significatifs.

Un **exercice de crise** nucléaire a eu lieu le jeudi 12 décembre sur la centrale de Golfech. Cet exercice a permis de tester l'organisation que met-

traient en place la centrale et les Pouvoirs publics afin de faire face à un accident nucléaire.

L'exercice, qui s'est déroulé de 8 h 00 à 15 h 00 environ, a mobilisé principalement les équipes de crise :

- de la préfecture du département de Tarn-et-Garonne. Le poste de commandement fixe (PCF) a été mis en place à la préfecture de Montauban et a regroupé l'ensemble des principaux responsables des services déconcentrés de l'Etat (pompiers, gendarmerie, DDE, DDASS, ...) ainsi que des représentants de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) du ministère de l'Intérieur ;
- 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 Midi-Pyrénées ;
- d'EDF, au niveau national et sur le site de Golfech ;
- 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.

La préfecture a profité de l'exercice pour tester la mise en œuvre « en réel » de mesures d'alerte et de protection de la population.

Une partie de la population résidant aux alentours de la centrale a été associée à l'exercice. Il a été procédé, notamment, à l'alerte (par passage de voitures haut-parleur et envoi de messages par l'intermédiaire de radios locales) et à l'évacuation des personnes présentes dans une école et un quartier du village de Golfech (représentant environ 300 personnes au total). L'exercice a également permis d'activer et d'animer le centre de regroupement des personnes en cas d'accident nucléaire situé dans le village de Moissac, centre dans lequel a été simulée une chaîne de décontamination des personnes.

La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice comprenait deux défaillances successives et indépendantes : la perte des sources de refroidissement puis une petite brèche sur le circuit primaire du réacteur nucléaire fictif numéro 3 de la centrale de Golfech (qui ne compte que 2 réacteurs), brèche provoquant la fuite de l'eau servant à

refroidir le cœur du réacteur et entraînant un risque de dénoyage des assemblages combustibles renfermant les pastilles d'uranium et les produits de fission radioactifs. Un tel dénoyage, s'il advient, peut conduire à la fusion totale ou partielle du cœur du réacteur, et au dégagement important de produits radioactifs dans l'environnement. La menace de dégradation de la situation accidentelle a conduit le préfet et les services locaux à décider, à titre préventif, les contre-mesures évoquées ci-dessus.

La situation aurait conduit à classer cet accident au niveau 4 de l'échelle INES, qui compte 7 niveaux.

Une réunion d'évaluation générale de l'exercice réunissant les représentants des différents acteurs de l'exercice a eu lieu le 17 janvier 1997.

Réacteur 1

Le réacteur était à l'arrêt depuis le 19 octobre pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'inspection du 14 novembre a eu pour objet l'examen du respect du programme d'arrêt (respect du planning et bilan de certains chantiers particuliers). A ce titre ont été examinés les contrôles des piquages VVP, des grappes et des tubes RIC, ainsi que les événements fortuits (corps migrant en fond de cuve et incident de blocage de la vanne RIS 009 VP).

Le réacteur a été autorisé à redémarrer le 29 novembre. La divergence est intervenue le jour même.

Un incident est survenu le 9 novembre : alors que le réacteur était totalement déchargé, l'exploitant a constaté, lors d'un essai périodique, qu'une vanne du circuit d'injection de sécurité était bloquée en position fermée.

Le circuit d'injection de sécurité est un circuit de sauvegarde qui permet, par exemple en cas de fuite importante du circuit primaire du réacteur, d'introduire de l'eau borée sous haute pression dans celui-ci, afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur.

Ce blocage résulte d'une confusion de vannes. L'exploitant a injecté par erreur de l'eau sous haute pression dans la vanne du circuit d'injection de sécurité, lors d'un test d'étanchéité réalisé plusieurs jours auparavant.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation.

Cependant, en raison d'un défaut de culture de sûreté, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

19

Gravelines (Nord)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'inspection du 26 novembre portait sur les essais périodiques. Pour s'assurer du bon fonctionnement des circuits, l'exploitant réalise des essais périodiques. Un des essais programmés à cette date a été suivi par les inspecteurs. Ils ont ensuite examiné la prise en compte de quelques critères dans les gammes de réalisation des essais.

L'inspection du 9 décembre a porté sur le respect des engagements pris par l'exploitant à la suite d'inspections et d'incidents significatifs et sur l'organisation mise en place pour suivre ces engagements.

L'inspection du 18 décembre avait pour but, d'une part, de faire expliquer des incidents récents touchant à la perte de tableaux électriques (14 avril - réacteur 2, 6 septembre - réacteur 4) et au basculement de source (25 mai - réacteur 4, 25 octobre - réacteur 2), d'autre part, de faire une analyse approfondie (avec le réacteur du rapport ou des acteurs ayant vécu les incidents) d'incidents sélectionnés parmi ceux survenus en 1996.

Réacteurs 2 et 5

L'inspection du 7 novembre avait pour objectif d'examiner comment l'exploitant gère les mouvements d'eau nécessaires, aux points de vue sûreté et radioprotection, pendant les arrêts de réacteurs. Ceux-ci ont été examinés sur les réacteurs 2 et 5 dont l'un faisait l'objet d'un remplacement de générateurs de vapeur et l'autre d'un arrêt décennal.

Réacteurs 2, 5, Services modifications et électricité

L'inspection du 11 décembre avait pour principal objectif de vérifier l'organisation mise en place pour inté-

grer les modifications sur les matériels situés à l'intérieur du bâtiment réacteur et assurer leur pérennité. Les modifications examinées consistaient à mettre à niveau les matériels pour qu'ils assurent leurs fonctions en situation dégradée.

Réacteur 2

Le réacteur 2, à l'arrêt pour remplacement des générateurs de vapeur et visite partielle et rechargement en combustible depuis le 31 août, a redémarré le 4 décembre 1996.

L'inspection du 15 novembre avait pour objectif, d'une part, de s'assurer que la nouvelle organisation de l'établissement prend correctement en compte les aspects combustibles, d'autre part, de faire un bilan sur les modifications de matériel et les difficultés rencontrées lors des opérations de manutention du combustible.

L'inspection du 19 novembre a porté sur le suivi par l'exploitant des engins de levage et de manutention importants pour la sûreté (IPS) et sur les systèmes fixes de manutention de matériel IPS. Les inspecteurs se sont intéressés à la maintenance de ces matériels ainsi qu'aux examens, essais et inspections réglementaires effectués sur ceux-ci.

Réacteur 5

Le réacteur 5, à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 15 septembre, a redémarré le 24 novembre.

L'inspection du 19 novembre avait pour principal objectif de vérifier avant le redémarrage du réacteur que les modifications regroupées dans le « lot 93 » étaient correctement intégrées. Les inspecteurs ont examiné l'organisation prévue et mise en place sur le site, de la préparation des dossiers à la requalification des systèmes concernés par la modification et la mise à jour des consignes de conduite.

Un incident est survenu le 7 décembre : alors que le réacteur était en phase de redémarrage à 20 % 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 après un rechargement ou toute manipulation du combustible.

La pente maximale enregistrée a été de 6 % PN/h sur 1 heure.

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 a utilisé de manière incorrecte le système qui limite la vitesse de montée en puissance du réacteur, malgré une sensibilisation à cette phase de pilotage consécutive à un incident de même origine sur le réacteur 6 le 29 juin 1996.

L'exploitant a stabilisé la puissance du cœur à l'aide des grappes de contrôle et a remis en conformité le système de régulation de la turbine ; compte tenu du faible niveau de puissance du réacteur et de la durée limitée du dépassement, cet incident n'a pas eu de conséquence du point de vue de la sûreté.

Cependant, en raison de la transgression de documents d'exploitation, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

20

Grenoble (Isère)

► Centre d'études du CEA

Réacteur Siloette

L'inspection du 13 décembre a principalement porté sur le respect des règles générales d'exploitation (RGE), notamment celles relatives aux mouvements des éléments combustibles. Il a été procédé également à une visite générale de l'installation.

Station de traitement des effluents et déchets solides (STED)

L'inspection du 6 décembre avait comme objet d'examiner l'application de l'arrêt ministériel du 10 août 1984 relatif à la qualité dans les installations nucléaires de base. Le référentiel de sûreté lié à la STED et le contrôle des prestataires par l'exploitant ont été plus particulièrement examinés.

Laboratoire d'analyses de matériaux actifs (LAMA)

L'inspection du 19 novembre a été consacrée à l'application des règles

générales d'exploitation, notamment des règles relatives aux contrôles et essais périodiques ainsi que celles relatives à la maintenance.

► Institut Max von Laue – Paul Langevin

Réacteur à haut flux

Sur la base du rapport définitif de sûreté et des règles générales d'exploitation révisées pour tenir compte des enseignements de la nouvelle période d'exploitation écoulée, le directeur de la sûreté des installations nucléaires, par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, a notifié le 3 décembre son approbation à la mise en service du réacteur à haut flux (INB n° 67), conformément aux dispositions prévues par le décret autorisant la nouvelle création de l'installation après une période d'arrêt de deux ans.

21

La Hague (Manche)

► Etablissement COGEMA

– Usine UP2 400

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

L'inspection du 4 décembre a porté sur le bilan d'exploitation ainsi que sur le respect des règles générales d'exploitation et des prescriptions techniques. Les inspecteurs ont vérifié sur le terrain le respect des dépressions de la piscine NPH et des divers locaux attenants ainsi que les dispositions prises afin de repérer les différents types d'assemblages.

Une autre inspection réalisée le 18 décembre a permis un suivi plus particulier des travaux en cours sur la piscine NPH.

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

Les thèmes principaux abordés lors de l'inspection du 4 décembre ont été la maintenance et les contrôles et essais périodiques.

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

Le but de l'inspection du 3 décembre était de s'assurer du respect des prescriptions techniques de l'atelier HAPF/SPF. D'autres points ont été abordés, notamment :

- les faits marquants et le retour d'expérience ;
- le traitement des fiches d'écart ;
- les exercices de sauvegarde.

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

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé le reconditionnement de 1200 kg d'oxyde de plutonium en provenance de Marcoule, d'une teneur en isotope 240 au moins égale à 13 % (lettre du 12 décembre).

L'inspection effectuée le 6 novembre avait pour thème l'alimentation de sauvegarde de BST1 et de son extension. Les inspecteurs ont examiné les comptes rendus d'essai de mise en service de cette alimentation, ainsi que le mode opératoire qui devrait être appliqué lors d'un passage en alimentation de sauvegarde.

L'inspection du 14 novembre a porté sur la formation incendie. Une visite des lieux a été effectuée.

AD1-BDH (Ateliers de décontamination)

L'inspection inopinée du 9 décembre a porté sur l'atelier de décontamination de l'usine UP2 400, appelé atelier AD1/BDH. Les inspecteurs ont vérifié le respect des exigences de sûreté pour ce qui concerne les interventions en cours et les quantités de réactifs chimiques et de produits inflammables, notamment dans les locaux d'entreposage.

- Usine UP2 800

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé la mise en service de l'usine UP2 800, confor-

mément à l'article 4.III du décret de 1963 (lettre du 26 décembre 1996).

La mise en service, au sens de l'article 4.III du décret de 1963, permet de prendre en compte le retour d'expérience disponible après les premières années de fonctionnement d'une installation. Elle est autorisée au terme de l'instruction technique des dossiers de sûreté définitifs, menée par la Direction de la sûreté des installations nucléaires et ses appuis techniques, notamment le Groupe permanent d'experts chargé des usines qui s'est réuni le 6 novembre 1996.

R1 (atelier de cisailage des éléments combustibles, de dissolution et de clarification des solutions obtenues)

L'inspection du 17 décembre a porté sur la vérification de dispositifs spécifiques présentés dans le rapport de sûreté de l'atelier de cisailage-dissolution R1. Les actions correctives jugées nécessaires lors du contrôle annuel des filtres des ventilations des ciels de cuves ont également été examinées.

R4

L'inspection du 13 novembre avait pour objet de faire le point de l'avancement des travaux de construction et de s'assurer de la prise en compte des risques engendrés. Les points suivants ont été abordés, après une visite préalable du chantier :

- l'organisation mise en place ;
- le traitement des fiches d'écart et d'adaptation ;
- les analyses de risques réalisées par les prestataires.

Usines UP3 et UP2 800

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé l'adjonction de la courbe permettant de définir la masse admissible d'oxyde par godet de dissolvant (fonction de l'enrichissement initial et de la combustion massique minimale du combustible), relative aux combustibles de la gamme haute actuellement autorisés à être retraités. Cette courbe sera implantée sur l'automate de contrôle/commande des unités d'alimentation et les calculateurs « contrôle nucléaire procédé » des ateliers en objet (téléx du 4 décembre).

- Usine UP3

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

L'inspection du 28 novembre a porté sur la prise en compte par l'exploitant des prescriptions techniques. Elle a comporté un bilan de l'année d'exploitation, un examen des consignes de l'atelier et une visite de l'atelier et des piscines.

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

Le but de l'inspection du 21 novembre était de faire une vérification des actions correctives et préventives faisant suite aux incidents concernant l'atelier R1, notamment les modifications en cours ou effectuées.

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 11 décembre a concerné, d'une part, le bilan technique de fonctionnement d'unités mises en actif dans le cadre du projet de nouvelle gestion des effluents de l'usine UP3 et, d'autre part, la cohérence avec les documents de sûreté des protocoles de transfert d'effluents des différents ateliers vers T2.

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

L'inspection du 6 décembre a concerné la protection contre l'incendie. Il a été procédé à l'examen de la formation des groupes locaux d'intervention et du respect des permis de feu. Une visite de l'atelier T3 a été effectuée.

T4-BSI (atelier de purification et de stockage de l'oxyde de plutonium)

Au cours de l'inspection du 20 novembre, les inspecteurs ont examiné le respect des engagements pris en réponse aux constatations faites lors des inspections de 1995, les écarts survenus en 1995 et 1996, le respect de certaines prescriptions techniques et consignes générales d'exploita-

tion, et la conformité au rapport de sûreté.

**EDS et D/E EDS
(unité d'entreposage
des déchets solides)**

L'inspection du 10 décembre avait pour objectif de dresser un état de la sûreté et de l'exploitation de l'atelier D/E-EDS après 18 mois de fonctionnement. L'examen de ce premier retour d'expérience a intéressé des domaines concernant le référentiel de sûreté, les règles générales d'exploitation et les modifications de l'installation.

STE2 (traitement des effluents)

L'inspection du 25 novembre a porté sur les contrôles et essais périodiques effectués par l'exploitant. Après une visite des bâtiments, les points suivants ont été abordés :

- l'organisation en matière de contrôles périodiques ;
- le suivi des fiches de discordance établies lors des opérations de contrôle périodique ;
- le suivi des fiches d'écart.

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

L'inspection du 19 décembre avait pour objectif d'examiner l'état de la couverture du Centre de stockage de la Manche, en particulier l'état de la tranche 3 inachevée.

22

**Marcoule
(Gard)**

► Centre de recherche du CEA

**Réacteur Phénix
(filère 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 également 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 a poursuivi l'élaboration du dossier d'études « durée de vie » (cf. Contrôle n° 107) dont les conclusions disponibles sous quelques semaines devraient permettre de conclure sur la capacité de l'installation à fonctionner dans de bonnes conditions encore une dizaine d'années. Une étude thermohydraulique du risque de faïençage thermique sur le baffle hydraulique du circuit primaire a été transmise.

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. Un dossier d'études de dimensionnement de ce matériel a été transmis.

Enfin, le dossier de dimensionnement des échangeurs intermédiaires de remplacement, actuellement en cours de fabrication, a été fourni.

L'inspection du 5 novembre était consacrée à la fabrication d'équipements de rechange, échangeurs intermédiaires et collecteurs sodium de générateurs de vapeur, en cours de réalisation par l'entreprise Stein industrie. Elle s'est déroulée sur le lieu de fabrication à Lys-lez-Lannoy.

L'inspection du 13 novembre a eu pour objet de contrôler le système d'arrêt complémentaire (SAC) du réacteur, récemment réceptionné à la centrale Phénix. Elle s'est déroulée avant la mise en réacteur du système.

L'inspection du 10 décembre avait pour objet le chantier de remplacement des collecteurs de sodium des générateurs de vapeur. Elle a été consacrée au contrôle des soudures accessibles des modules après la coupe des collecteurs, à la surveillance des prestataires et à la mise en œuvre de mesures compensatoires pour les prestataires non surveillés, et à l'examen des fiches d'écart.

L'inspection du 12 décembre portait sur la qualité des fabrications des combustibles. Elle s'est déroulée chez le sous-traitant de Phénix à l'éta-

blissement COGEMA de Cadarache qui fabrique les éléments combustibles.

Installation ATALANTE

L'inspection du 13 décembre a été consacrée au thème « gestion des effluents ».

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

L'inspection du 14 novembre a porté sur les procédures de traitement des modifications de MELOX.

L'inspection du 22 novembre avait pour thème la protection contre l'incendie. Cette inspection a été consacrée à la formation des équipes de première intervention et des équipes de seconde intervention, à la maintenance et au contrôle des systèmes de sécurité liés à l'incendie. Par ailleurs, un exercice incendie avec intervention de la formation locale de sécurité a été réalisé le jour de la visite.

L'inspection du 29 novembre, sur le bâtiment incinérateur de MELOX, a été consacrée principalement aux modifications intervenues depuis juin 1995 ainsi qu'aux procédures employées pour réaliser celles-ci ; l'incinérateur n'étant pas encore en exploitation, son échéancier de mise en actif a été examiné. Une visite du bâtiment a été effectuée.

L'inspection du 4 décembre, à caractère inopiné, avait pour objectif dans le cadre d'une visite générale de vérifier l'exploitation au quotidien de MELOX, et de l'atelier poudre en particulier. Une visite du poste de surveillance générale et de l'atelier poudre a été effectuée.

**► Société pour le
conditionnement des déchets
(SOCODEI)**

CENTRACO

L'inspection du 12 décembre avait pour objet de dresser un bilan de fonctionnement du bâtiment d'entreposage des déchets destiné à recevoir des conteneurs métalliques ; ce bâtiment est actuellement en exploitation. Par ailleurs, les inspecteurs ont vérifié l'évolution des chantiers des bâtiments fusion et incinération.

23

Marseille
(Bouches-du-Rhône)

► **Installation d'ionisation**
GAMMASTER Provence

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en place d'une protection mécanique du porte-sources (téléx du 20 décembre).

25

Miramas
(Bouches-du-Rhône)

► **Etablissement COGEMA**

Magasin d'uranium

Par délégation des ministres de l'environnement et de l'industrie, de la poste et des télécommunications le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **notifié** à l'établissement COGEMA de nouvelles prescriptions techniques. Cette révision vise à mettre à jour et sous assurance qualité les prescriptions notifiées lors de la mise en actif de cet établissement.

26

Nogent-sur-Seine
(Aube)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

Le comité de pilotage de la Commission locale d'information et la commission se sont réunis les 8 et 15 novembre (cf. en bref... France)

Le 17 décembre les représentants de la DRIRE Champagne-Ardenne et d'EDF se sont réunis sur le site pour examiner l'avancement des dossiers techniques relatifs aux contrôles de matériels au cours des arrêts de réacteurs en 1996 et les opérations programmées en 1997. L'exploitant a présenté l'organisation retenue pour le suivi des documents applicables au cours des arrêts de réacteurs et le respect des exigences associées.

L'**inspection** du 13 novembre a été consacrée aux essais périodiques de matériels, aux modes opératoires

d'essai et à l'exploitation des résultats de ces essais. L'organisation de l'exploitant pour la gestion de ces essais a été également examinée par les inspecteurs.

L'**inspection** du 19 décembre a été consacrée à l'examen de certains tronçons de canalisations du circuit primaire et des circuits connectés, faisant l'objet de contrôles spécifiques pour prévenir le risque d'érosion-corrosion. Les inspecteurs ont examiné les conditions d'exploitation (conduite) et de maintenance de ces canalisations.

27

Orsay
(Essonne)

Laboratoire pour l'utilisation
du rayonnement
électromagnétique (LURE)

L'**inspection** du 28 novembre a eu pour objet le contrôle du fonctionnement de l'installation, du respect des documents de sûreté, du traitement des anomalies et incidents, de la réalisation des contrôles et essais périodiques et de la formation et du contrôle des expérimentateurs.

28

Osmanville
(Calvados)

► **Société normande**
de conserves et stérilisations

Au cours de l'**inspection** du 10 décembre il a été procédé à une visite générale, qui a permis de faire le point sur l'état de l'installation après un arrêt d'exploitation de 18 mois et avant les prochains travaux d'assainissement et de démantèlement.

29

Paluel
(Seine-Maritime)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'**inspection** du 20 novembre avait pour thème la maîtrise des prestataires. Il a notamment été procédé au contrôle par sondage de trois in-

terventions dans le bâtiment réacteur et d'une hors zone contrôlée.

L'**inspection** du 12 décembre a porté sur l'intégration dans la conduite des démarches d'homogénéisation (intégration des « règles de conduite nouvelles ») et de prise en compte de certains transitoires sensibles. L'organisation de la conduite lors des changements d'état du réacteur a été examinée.

Réacteur 1

L'**inspection** du 13 novembre, à la suite de la réalisation des modifications dites « lot 93 » au cours de l'arrêt du réacteur 1, a permis de vérifier leur bonne mise en œuvre, notamment en examinant les essais de mise en service, de contrôler la mise à jour effective des documents de conduite concernés et de connaître les principaux enseignements tirés de ces modifications.

Une **inspection** a été réalisée le 27 novembre sur le réacteur 1 peu de temps après son redémarrage, à la suite de son rechargement en combustible. Les inspecteurs ont vérifié la qualité de l'organisation relative aux essais physiques au redémarrage et ont examiné les documents renseignés lors de la dernière réalisation de ces essais.

Réacteur 2

L'**inspection** du 27 novembre concernait l'arrêt du réacteur (bilan, anomalies et événements marquants, dossiers particuliers et travaux en cours). Une visite a permis de contrôler la réalisation de certains travaux sur chantier.

30

Penly
(Seine-Maritime)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'**inspection** du 13 novembre avait pour but d'évaluer la façon dont l'exploitant gère les circuits de traitement des effluents. Une visite des locaux concernés a été effectuée.

L'**inspection** du 19 décembre a permis de contrôler le respect des engagements pris par l'exploitant à l'issue des précédentes inspections.

Réacteur 2

Un **incident** est survenu le 26 décembre : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que le débit d'air à la cheminée du bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN) était descendu en dessous du débit requis par les spécifications techniques d'exploitation (180 000 m³/h « mètres cubes normaux »).

Cette baisse de débit a été causée par le déclenchement automatique du circuit de ventilation principale (DVN), provoqué par le froid, et par le dysfonctionnement d'un circuit de chauffage associé.

Le circuit DVN est un circuit de ventilation qui assure en fonctionnement normal le maintien des conditions ambiantes nécessaires pour le personnel et pour le bon fonctionnement des matériels du BAN.

Les ventilateurs d'extraction de ce circuit assurent également le débit principal à la cheminée du BAN, qui collecte les rejets gazeux en provenance de divers bâtiments et du circuit de traitement des effluents gazeux.

Le débit d'air à la cheminée du BAN doit permettre d'assurer une concentration suffisamment faible des produits radioactifs relâchés dans l'environnement. Les spécifications techniques d'exploitation admettent toutefois que ce débit puisse être inférieur au débit requis pendant une durée maximale d'une heure, à condition qu'il n'y ait aucun rejet d'effluent gazeux durant ce temps.

Les actions de remise en service ont été immédiatement entreprises ; il n'y a pas eu de rejet d'effluents gazeux durant le dysfonctionnement du circuit DVN, mais le débit nominal n'a été rétabli qu'au bout de 1 h 25 mn.

En raison d'un non-respect des spécifications techniques d'exploitation et d'une dégradation de la fonction de confinement, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Phénix
(Voir Marcoule)

31

Pouzauges
(Vendée)

► **Installation d'ionisation IONISOS**

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réception des sources de cobalt dans le cadre de la remise en exploitation de l'installation après presque deux ans d'arrêt (téléx du 18 décembre).

L'**inspection** du 13 novembre a eu pour objet de vérifier les dispositions prévues avant la remise en exploitation de l'installation.

32

Romans-sur-Isère
(Drôme)

► **Etablissement FBFC (fabrication de combustibles nucléaires)**

Le 20 novembre, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à entreprendre une nouvelle campagne de fabrication de combustibles à base d'uranium issu du retraitement des combustibles usés. La campagne portait sur vingt tonnes d'uranium.

Le 4 décembre, le directeur des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à mettre en œuvre un lot d'uranium enrichi à 93 % en isotope 235, dont les teneurs des autres isotopes étaient légèrement supérieures à la spécification de l'uranium décrite dans le rapport de sûreté.

À la suite de l'autorisation de mise en service de l'atelier de fabrication de combustible métallique du type TRIGA pour les réacteurs de recherche accordée par la DSIN le 30 octobre (cf. Contrôle n° 114), une première partie de l'**inspection** réalisée le 5 novembre a été consacrée à la vérification de la prise en compte par l'exploitant des prescriptions techniques et demandes associées à cette autorisation. La seconde partie a permis de faire le point sur les actions en cours concernant plus particulièrement la gestion des déchets et effluents produits.

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

se en actif de l'atelier TRIGA avec de l'uranium enrichi au plus à 20 % en uranium 235 (lettre du 30 octobre) ainsi que le fonctionnement des nouveaux équipements de ventilation du bâtiment F2 (cf Contrôle n° 114).

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **notifié**, par délégation des ministres de l'environnement, de l'industrie, de la poste et des télécommunications, de nouvelles prescriptions techniques (lettre du 5 novembre) pour autoriser FBFC à effectuer des opérations de conditionnement, en conteneurs du type DHTF, de pastilles frittées d'oxyde d'uranium enrichi jusqu'à 5 % en uranium 235.

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à réaliser une campagne de fabrication de combustibles à base d'uranium issu du retraitement des combustibles usés. La campagne portait sur vingt tonnes d'uranium (lettre du 20 novembre).

34

Saclay
(Essonne)

► **Centre d'études du CEA**

Accélérateur linéaire de Saclay (ALS)

L'**inspection** du 11 décembre a consisté en une visite générale qui a permis de vérifier l'application des prescriptions techniques et de visiter les entreposages de déchets, les salles HE1, HE2 et HE3 ainsi que l'accélérateur MACSE.

Saturne

L'**inspection** du 6 décembre a permis, lors d'une visite générale, de vérifier le traitement des anomalies et la réalisation des contrôles et essais périodiques. La casemate C23 et un entreposage de déchets ont été visités.

Réacteur Ulysse

L'**inspection** du 28 novembre a permis de vérifier la bonne réalisation des contrôles et vérifications périodiques effectués sur les circuits de ventilation, le circuit de refroidissement du cœur, ainsi que sur les chaînes de radioprotection.

Réacteur Osiris

L'**inspection** du 19 décembre a permis aux inspecteurs de faire le point sur la prochaine mise à jour du rapport de sûreté et des règles générales d'exploitation du réacteur en vue de la réévaluation de la sûreté de l'installation qui doit avoir lieu à la fin de l'année 1997. Les inspecteurs ont également vérifié la bonne exécution des contrôles périodiques relatifs au circuit de refroidissement du cœur, au circuit secondaire, et aux alimentations électriques.

Réacteur Isis

L'**inspection** du 7 novembre a porté principalement sur les vérifications périodiques liées au confinement et à la ventilation de l'installation.

Réacteur Orphée

L'**inspection** du 30 octobre avait pour objectif de vérifier la prise en compte, par l'exploitant, de la règle fondamentale de sûreté relative à la protection contre le risque d'incendie dans les réacteurs de recherche. A cette occasion, un exercice faisant intervenir la formation locale de sécurité a été effectué.

L'**inspection** du 26 novembre a porté sur la qualité de fabrication du nouveau caisson de cœur, qui sera mis en place en 1997, ainsi que sur l'organisation prévue pour gérer les déchets et les effluents qui seront produits à l'occasion du remplacement.

Laboratoire de haute activité (LHA)

L'**inspection** du 19 novembre a porté sur l'examen des procédures et des consignes rédigées à la suite de l'incident du 16 février 1996.

Laboratoire d'étude des combustibles irradiés (LECI)

L'**inspection** du 18 décembre a porté sur le contrôle des prescriptions techniques s'appliquant aux opérations en cours, notamment la refabrication de combustible MOX, les opérations de ménage/reconditionnement de combustibles sans emploi et l'assainissement de la cellule K1.

Zone de gestion des déchets solides

L'**inspection** du 20 novembre a porté sur la prévention et la lutte contre

l'incendie. Au cours de la visite de l'installation, les inspecteurs ont fait procéder à un exercice par déclenchement d'un détecteur dans le bâtiment 120.

Une autre **inspection** a été réalisée le 16 décembre afin d'examiner les modalités d'application de l'arrêté qualité du 10 août 1984.

35

Saint-Alban (Isère)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 13 novembre avait pour but de faire présenter l'analyse des incidents significatifs récents et de vérifier par sondage le respect des engagements pris à la suite des incidents de l'année 1996.

Réacteurs 1 et 2

Le 14 novembre, une **inspection** a porté sur la réalisation de certaines modifications relatives à la mise à niveau des matériels qualifiés pour résister aux conditions accidentelles. Les inspecteurs se sont notamment intéressés aux chaînes intermédiaires de mesures du flux neutronique ainsi qu'à la connectique des chaînes de mesures de température.

L'**inspection** du 28 novembre a été consacrée à la gestion des effluents, liquides et gazeux, produits par la centrale, et sur les modes opératoires mis en œuvre pour les réduire. Une visite en local a complété cette inspection.

L'**inspection** du 19 décembre 1996 a permis de s'assurer du respect par l'exploitant des engagements qu'il a pris à l'issue des précédentes inspections de l'Autorité de sûreté. Près de cinquante engagements ont été plus particulièrement examinés.

Un **incident** est survenu le 20 novembre : alors que le réacteur 2 était à l'arrêt pour rechargement depuis le 18 octobre et le réacteur 1 en fonctionnement, l'exploitant a découvert que des vannes du circuit de refroidissement intermédiaire (RRI) étaient bloquées en position ouverte. Ces vannes, qui participent à l'étanchéité de l'enceinte de confinement, doivent pouvoir se refermer conformé-

ment aux spécifications techniques d'exploitation.

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'obturer chacune des canalisations lorsque cela est nécessaire.

Le circuit de refroidissement intermédiaire permet de refroidir, en fonctionnement normal et en situation accidentelle, l'ensemble des matériels et fluides des systèmes auxiliaires et de sauvegarde du réacteur. Lors d'une vérification, l'exploitant a constaté une incohérence entre la procédure qui préconise le blocage des vannes en position ouverte et les exigences des spécifications techniques d'exploitation. Cette anomalie existe depuis 1988 pour le réacteur 2 et 1989 pour le réacteur 1. Dans cet état, en cas de rupture du circuit primaire, l'étanchéité de l'enceinte de confinement et le refroidissement du cœur auraient pu être compromis, les circuits non indispensables dans cette configuration étant refroidis au détriment des circuits requis.

Cet incident n'a pas eu de conséquence réelle sur la sûreté de l'installation. Cependant, en raison de la défaillance du processus d'assurance qualité entraînant la mise en œuvre d'une procédure inadéquate, il a été classé **au niveau 1** de l'échelle INES.

Un **incident** est survenu le 29 novembre : alors que les réacteurs 1 et 2 étaient en fonctionnement, l'exploitant a constaté que 4 vannes participant à l'étanchéité de l'enceinte de confinement étaient ouvertes sur chacun des réacteurs, ce qui est non conforme aux spécifications 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 première barrière est la gaine du combustible, la deuxième est le circuit primaire). 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'isoler chacune des canalisations lorsque cela est nécessaire.

Les vannes, installées sur des tuyauteries de petit diamètre (entre 5 et 10 mm), faisaient l'objet de procédures d'exploitation inadaptées qui demandaient de les maintenir ouvertes alors que les spécifications techniques d'exploitation imposent leur fermeture lorsque le réacteur est en puissance. Ces vannes ont été immédiatement refermées.

La détection de cette anomalie fait suite à une information communiquée par la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux, qui a amené l'exploitant du site de Saint-Alban à procéder à des vérifications sur les 2 réacteurs du site.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation et sur l'environnement. Néanmoins, en raison de la dégradation d'une fonction de sûreté, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Réacteur 1

Le réacteur 1 est à l'arrêt pour rechargement en combustible et visite partielle depuis le 7 juin 1996.

Un **incident** est survenu le 18 juillet : lors d'une phase de montée en température du circuit primaire, l'exploitant a constaté l'ouverture d'une des soupapes de protection de ce circuit.

Pendant les phases d'arrêt et de redémarrage du réacteur, le circuit primaire est protégé par quatre soupapes.

Le jour de l'incident, la fermeture par erreur d'une vanne du circuit de décharge du système de contrôle volumétrique et chimique a entraîné la montée en pression du circuit primaire.

Le système de contrôle volumétrique et chimique a notamment pour fonction de maintenir dans le circuit pri-

maire la quantité d'eau nécessaire au refroidissement du cœur. Cette régulation se fait par l'intermédiaire d'un circuit d'injection (charge) et de vidange (décharge).

Cette anomalie n'a eu aucune conséquence vis-à-vis de la sûreté, car la protection du circuit primaire contre la surpression a été parfaitement assurée.

Toutefois, l'analyse faite a posteriori des circonstances exactes de l'incident ayant mis en évidence des lacunes dans la culture de sûreté de l'exploitant, cet incident a été reclassé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Réacteur 2

En arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 18 octobre, le réacteur 2 a été **autorisé** à redémarrer le 6 décembre ; il a effectivement démarré le 17 décembre. Cet arrêt a été en particulier mis à profit pour remplacer le couvercle de la cuve du réacteur.

L'**inspection** du 4 novembre a principalement porté sur les chantiers en cours pendant l'arrêt pour rechargement. Des dossiers d'interventions ainsi que les analyses de risques associées ont été examinés par sondage en veillant à s'assurer de la bonne application des principes d'assurance de la qualité.

L'**inspection** du 13 décembre a porté sur le contrôle exercé par l'exploitant lors des essais physiques en phase de redémarrage du réacteur. Les inspecteurs ont examiné les résultats consignés dans différentes procédures d'essais et interrogé les opérateurs présents en salle de commande.

Un **incident** est survenu le 28 novembre : alors que le réacteur était en arrêt programmé pour rechargement en combustible, l'exploitant a rendu indisponible l'appareil de mesure de la concentration en bore du circuit primaire, le 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 en permanence par le boremètre.

Le 28 novembre, la coupure par erreur d'une alimentation électrique a entraîné la fermeture d'une vanne, rendant ainsi indisponible le boremètre.

Cette indisponibilité génère en salle de commande une alarme qui a été prise en compte environ trente minutes après son apparition alors qu'elle doit être traitée immédiatement.

Durant cette indisponibilité, l'exploitant a toujours disposé d'un moyen redondant de mesure du flux des neutrons émis par le cœur du réacteur, et de tous les moyens d'arrêter la réaction nucléaire. L'incident n'a donc eu aucune conséquence réelle sur la sûreté de l'installation.

Cependant, en raison de la répétition d'un incident déjà survenu sur le réacteur 1 le 12 juin 1996, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Un **incident** est survenu le 4 décembre : alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement en combustible, l'exploitant a connecté un circuit d'appoint d'eau au circuit primaire principal, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation applicables dans cet état du réacteur.

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

- introduire les grappes de commande dans le cœur ou les extraire. Ces grappes ont en effet la propriété d'absorber les neutrons ;
- accroître ou diminuer la concentration en bore dans l'eau du circuit primaire, en y injectant un mélange d'eau et de bore par le circuit d'appoint. Ce circuit est muni de canalisations d'eau et de canalisations de bore.

Lorsque le réacteur est à l'arrêt, les vannes des canalisations d'eau doivent impérativement être fermées pour éviter tout risque de reprise de la réaction nucléaire dû à une injection d'eau pure.

Le 4 décembre, l'exploitant a ouvert ces vannes pour procéder à un appoint dans le circuit primaire, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation.

Cette erreur, attribuée à une mauvaise interprétation des procédures, s'était déjà produite sur le même réacteur le 20 octobre 1996.

L'incident n'a pas eu de conséquence, la concentration en bore de l'eau injectée était conforme à la concentration requise pour le circuit primaire, et les systèmes permettant de détecter une variation de la concentration en bore du circuit primaire et d'injecter, le cas échéant, de l'eau borée dans ce circuit, étaient aptes à assurer leur fonction.

Cet incident, en raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation et de son caractère récurrent, a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

36

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

► **Centrale EDF**

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

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

Un **incident** est survenu le 19 novembre : un incendie s'est déclaré dans l'après-midi dans un bâtiment désaffecté de la centrale, actuellement en cours de démantèlement.

Lors des travaux de découpe, la chute de particules de métal en fusion sur des câbles électriques hors tension a provoqué un début d'incendie et d'importants dégagements de fumée.

L'intervention des pompiers a duré deux heures. Un produit spécifique

a été utilisé pour l'extinction de l'incendie afin d'éviter toute pollution des eaux. Il n'y a eu aucun blessé.

Une inspection par l'Autorité de sûreté a été programmée pour examiner les causes de cet événement et ses conséquences sur l'installation et l'environnement.

Cet événement, survenu dans une zone non nucléaire de l'installation, ne relève pas d'un classement dans l'échelle INES.

L'inspection du 25 novembre avait pour but de faire le point sur les circonstances de cet incendie. Les conditions de la reprise des travaux ont aussi été abordées pendant cette visite.

L'inspection du 10 décembre a permis de faire le point sur l'application du décret de mise à l'arrêt définitif du 11 avril 1994.

Les inspecteurs ont visité le chantier des bâches de boues d'exploitation, le chantier de décalorifugeage des circuits eau-vapeur en zone contrôlée et le local d'entreposage des matériels déposés.

Réacteurs B1 et B2

L'inspection du 20 novembre avait pour objectif de s'assurer que les dispositions mises en œuvre par l'exploitant pendant les expertises réalisées sur l'un des générateurs de vapeur déposé du réacteur 1 étaient conformes aux prescriptions fixées par l'Autorité de sûreté.

L'inspection du 26 novembre avait pour objet d'examiner l'organisation mise en place par l'exploitant pour assurer la maintenance des capacités importantes pour la sûreté. Concernant les capacités soumises à la réglementation des appareils à pression, le respect des périodicités des visites et des réépreuves a été examiné.

L'inspection du 10 décembre avait pour thème la comptabilisation des situations (transitoires de fonctionnement du circuit primaire). Elle avait pour objet d'examiner l'organisation du site, ainsi que la qualité du suivi et de l'instrumentation relatives à cette activité.

L'inspection du 11 décembre avait pour objet d'examiner l'organisation de l'exploitant en matière de détection et de traitement des écarts. Cet

examen a consisté à vérifier la prise en compte sur le site des directives nationales de l'exploitant sur ce sujet.

L'inspection du 16 décembre avait pour objectif de s'assurer que l'exploitation de l'unité mobile d'enrobage était menée conformément aux différents dossiers présentés par l'exploitant ainsi qu'aux prescriptions élaborées par l'Autorité de sûreté.

37

Soulaines-Dhuys
(Aube)

► **Centre de stockage de l'Aube**

Réunion plénière de la Commission locale d'information le 20 novembre (cf. en bref... France).

L'inspection du 28 novembre a été consacrée à la surveillance radiologique du site. Les inspecteurs ont examiné en particulier l'organisation de l'exploitant, notamment pour le suivi et le contrôle du prestataire principal dans ce domaine, le bilan hydrogéologique du site et les contrôles réalisés à partir du réseau souterrain de surveillance des ouvrages de stockage des déchets.

Un **incident** est survenu le 9 décembre : lors d'une opération de stockage de fûts métalliques dans un ouvrage, un fût en cours de manutention s'est décroché du grappin et a chuté d'une hauteur d'environ 10 mètres dans la case voisine de celle qui était en cours de remplissage.

Le centre de stockage de l'Aube, exploité par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA), comporte des ouvrages de stockage de colis, conditionnés ou non sur le centre avant stockage. Ces colis sont des fûts métalliques, des coques en béton ou des caissons métalliques contenant des déchets de faible et moyenne activité.

Le stockage des colis dans les ouvrages comporte la prise de chaque colis dans un véhicule stationné dans la case voisine de celle en cours de remplissage et son transfert dans la case de stockage, à l'aide d'un grappin suspendu à un pont roulant. Ces opérations sont réalisées en mode manuel ou automatique, par un opé-

rateur situé dans une cabine suspendue au pont roulant surplombant les cases de stockage. Cet opérateur appartient à une entreprise spécialisée prestataire de l'ANDRA.

Le transfert d'un fût était en cours, en mode automatique, lorsque le fût concerné n'a pas été libéré par le grappin de manutention pour être déposé dans l'ouvrage de stockage. La séquence de transfert s'est poursuivie par le retour du grappin et du fût vers le véhicule en cours de déchargement ; le fût a chuté à proximité du véhicule.

Le fût a subi une légère déformation de son enveloppe métallique.

L'exploitant n'a pas interrompu la séquence de transfert, alors qu'il dispose de caméras de surveillance des opérations. La consigne relative à l'exploitation du pont roulant en mode automatique ne prévoit pas explicitement cette surveillance. Par ailleurs la consigne d'alerte et d'arrêt prévue en cas d'incident de manutention d'un colis n'a pas été appliquée correctement.

L'exploitant a fait procéder à des contrôles radiologiques autour de la zone d'impact qui ont confirmé l'absence de contamination et l'intégrité du fût.

Le fût n'a pas été stocké dans l'ouvrage prévu et a été entreposé dans un bâtiment du centre avant qu'une décision sur son traitement définitif ne soit prise.

L'exploitant a engagé une expertise du grappin défaillant et a pris les premières dispositions nécessaires pour éviter le renouvellement de cet incident sur les matériels identiques exploités sur le centre.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur le personnel et l'environnement.

Cependant, en raison d'une dégradation de la défense en profondeur des opérations de stockage des colis de déchets, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'**inspection inopinée** du 11 décembre a eu pour principal objectif de vérifier le respect par l'exploitant des documents d'exploitation et les consignes applicables, ainsi que les mesures prises sur les matériels impliqués dans l'incident du 9 décembre.



Superphénix (Voir Creys-Malville)



Tricastin/Pierrelatte (Drôme)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 4 décembre a permis d'approfondir l'analyse de certains incidents significatifs déclarés par l'exploitant au cours de l'année 1996 ; les inspecteurs ont notamment vérifié le respect des mesures correctives mises en place par celui-ci.

L'**inspection** du 5 décembre était consacrée à la maintenance des circuits de refroidissement intermédiaire et d'eau brute secourue des réacteurs, et aux essais périodiques associés.

Le circuit d'eau brute secourue (SEC) sert à refroidir le circuit appelé circuit de refroidissement intermédiaire (RRI), qui assure le refroidissement de tous les circuits et matériels importants pour la sûreté du réacteur, en fonctionnement normal comme en situation accidentelle.

L'**inspection** du 10 décembre a porté sur la gestion des effluents (liquides et gazeux) produits par la centrale, et sur les modes opératoires mis en œuvre pour les réduire.

L'**inspection** du 13 décembre était dédiée à la vérification des engagements pris par l'exploitant, soit à la suite des inspections effectuées par l'Autorité de sûreté en 1996, soit à la suite des déclarations d'incidents significatifs de cette même année.

Réacteur 3

Le réacteur, qui était à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 7 septembre, a fait l'objet, avant son couplage au réseau le 9 novembre, d'une prolongation d'arrêt de quelques jours, afin que l'exploitant effectue une réparation du barillet vapeur.

Le barillet vapeur est un appareil à pression recevant la vapeur produite par les trois générateurs de vapeur

du réacteur. Il est situé dans la partie non nucléaire de l'installation.

► Etablissement Comurhex (préparation d'hexafluorure d'uranium)

L'**inspection** du 10 décembre avait pour objet d'examiner par sondage le caractère opérationnel de l'organisation devant être mise en place en cas d'incident ou d'accident relevant du plan d'urgence interne de l'installation.

► Usine Eurodif (enrichissement de l'uranium)

La **réunion de synthèse** a eu lieu à Pierrelatte le 21 novembre. Cette réunion est organisée tous les 18 mois à 2 ans. Elle réunit l'exploitant, l'Autorité de sûreté et l'IPSN. Elle a pour but de faire le point sur toutes les questions relatives à la sûreté de l'installation.

L'**inspection** du 21 novembre a porté sur les conditions d'exploitation des unités d'enrichissement (Cascade), notamment sur le respect des prescriptions techniques.

L'**inspection** du 5 décembre avait pour objet la maintenance des équipements importants pour la sûreté, son organisation, la gestion des documents lors des interventions, la qualité et la fiabilité du contrôle des matériels.

► Etablissement FBFC (fabrication de combustibles nucléaires)

Un **incident** est survenu le 5 décembre : lors du remplissage d'un conteneur, dont la vanne de vidange était par erreur restée ouverte, 90 kg de poudre de bioxyde d'uranium faiblement enrichi (3,7 %) ont été répandus au sol.

La poudre, confinée dans une enceinte mise en dépression par rapport à l'atelier, a été récupérée rapidement.

Cet incident n'a pas eu de conséquence pour les personnes et pour l'environnement.

Cependant, en raison du non-respect d'une procédure, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'**inspection** du 12 décembre était consacrée à l'examen de la gestion

des effluents liquides et gazeux et des déchets produits par le site.

L'**inspection** du 17 décembre portait, quant à elle, sur un certain nombre d'incidents déclarés par l'exploitant, notamment ceux qui avaient affecté la partie soufflage de la ventilation de l'atelier oxydes.

► **Etablissement COGEMA**

Une **réunion technique** relative à la réparation de l'arbre rotatif du sécheur de TU5 s'est tenue le 15 novembre. Cet appareil sert à sécher la poudre d'oxyde d'uranium. L'arbre rotatif constitue, du point de vue de la réglementation, un appareil à pression de vapeur. Sa réparation, qualifiée de notable, a nécessité la constitution d'un dossier technique particulier et la réalisation d'une épreuve hydraulique destinée à requalifier l'appareil.

L'**inspection** réalisée le 19 novembre sur l'atelier de conversion TU5 a été

consacrée essentiellement à la maintenance des équipements : maintenance corrective sur les aléas de fonctionnement et maintenance préventive opérée en arrêt programmé.

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

L'**inspection** réalisée le 19 décembre a porté sur la sûreté des locaux abritant les activités de l'ANDRA (Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs). A l'intérieur de locaux spécifiques mis à disposition par SOCATRI, l'ANDRA procède au regroupement, au tri et au conditionnement des déchets en provenance des petits producteurs tels que les hôpitaux, les laboratoires, etc. L'état des barrières de confinement, les résultats des essais périodiques relatifs aux systèmes et éléments importants pour la sûreté ont été examinés.

► **Base chaude opérationnelle du Tricastin (BCOT) (Atelier de maintenance nucléaire)**

Par lettre du 30 décembre, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a suspendu l'autorisation de réaliser des expertises de couvercles de cuves de réacteurs à eau sous pression qui avait été délivrée à l'exploitant en novembre 1995.

Cette décision est motivée par le fait que les doses engagées par certains opérateurs lors de ces interventions sont élevées (supérieures à 15 et 20 mSv) bien que le principe de limitation des doses individuelles soit respecté (la limite est actuellement de 50 mSv par an pour le personnel de catégorie A, directement affecté aux travaux sous rayonnements ionisants).

L'exploitant devra fournir des éléments justifiant de la mise en œuvre d'une démarche d'optimisation de la dosimétrie.

Réunions et inspections hors installations nucléaires

Une **visite technique** s'est déroulée le 12 novembre à l'usine Tecphy située à Imphy (Nièvre) pour vérifier la qualité de réalisation de certains composants des couvercles et des générateurs de vapeur de rechange des tranches de 900 MWe.

Le 15 novembre, une **réunion technique** a été organisée avec EDF et Framatome afin de présenter à l'Autorité de sûreté les résultats des études menées pour justifier le bon comportement des soupapes des générateurs de vapeur utilisées pour protéger contre les surpressions le circuit secondaire principal des réacteurs du palier N4.

Une **visite technique** a été organisée le 21 novembre au SCMI à Chinon (Indre-et-Loire) afin de faire le point avec l'EPN de l'état d'avancement des expertises réalisées sur les tubes de générateurs de vapeur extraits en 1995 et 1996, et d'examiner le bilan des résultats obtenus.

Des **réunions techniques** ont été organisées le 22 novembre au Centre d'études nucléaires de Grenoble (CEA) et le 12 décembre à l'EPN, pour faire un bilan du volet neutronique du dossier de justification de la bonne tenue des cuves soumises à irradiation. Ces réunions concernaient essentiellement la bonne prise en compte des incertitudes et la qualification des outils de calcul.

Les 26 et 27 novembre, une **visite technique** a été effectuée à l'usine Creusot-Loire de Rive-de-Giers pour vérifier l'organisation et les moyens mis en œuvre pour garantir en cours de fabrication la qualité des tôles utilisées pour réaliser les viroles des générateurs de vapeur de rechange.

Le 4 décembre, une **réunion technique** a été organisée, au Centre de recherche des Renardières d'EDF, avec l'EPN, pour présenter à la DSIN, au Département d'évaluation de sûreté (DES) et aux DRIRE les nouveaux bancs de contrôle de tarage des soupapes de générateurs de vapeur, avant leur utilisation sur site en 1997.

Deux **inspections** de la Délégation aux combustibles de l'EDF ont été effectuées chez un prestataire et un fournisseur d'assemblages combustibles :

– L'**inspection** du 5 décembre a permis de s'assurer de la qualité de l'analyse des dossiers de conception des produits nouveaux (assemblages combustibles et grappes de commande) fabriqués par les fournisseurs d'EDF. Cette analyse est réalisée en vue d'une demande d'autorisation d'irradiation en réacteurs présentée par le Service d'études et projets thermiques et nucléaires (SEPTEN) de la Direction de l'équipement d'EDF basé à Villeurbanne (Rhône). Le SEPTEN est en la matière le principal prestataire de la Délégation aux combustibles de l'EDF. L'organisation du SEPTEN correspondante, la qualité de la documentation et les bases des analyses ont été plus particulièrement examinées.

– L'**inspection**, réalisée les 18 et 19 décembre à Erlangen (Allemagne), a eu pour but de s'assurer de la qualité de la conception et de la fabrication par Siemens d'assemblages combustibles. Cette inspection a porté plus particulièrement sur l'or-

ganisation qualité relative à la conception des assemblages nouveaux répartie entre les bureaux d'études de Siemens aux USA et le siège de cette société situé en Allemagne.

Le 12 décembre, une **inspection** a été réalisée à l'Unité technique opérationnelle d'EDF/EPN pour examiner les modalités d'approvisionnement de pièces de rechange destinées à être montées sur des matériels importants pour la sûreté autres que ceux des circuits primaires et secondaires principaux.

Une **réunion technique** a été organisée avec EDF le 12 décembre afin de faire le bilan des interventions réalisées en 1996 sur les cannes chauffantes des pressuriseurs et étudier les améliorations à apporter aux méthodes de travail utilisées, afin de réduire la dosimétrie reçue par les personnels lors de l'intervention.

Une **réunion technique** s'est déroulée le 18 décembre au Département maintenance de l'EPN pour faire le bilan du retour d'expérience de l'exploitation des tubes des générateurs de vapeur au cours de l'année 1996.

L'**inspection** du 19 décembre avait pour objet de faire le point sur les travaux de recherche et développement engagés par l'ANDRA pour conforter les études de sûreté relatives au stockage des déchets radioactifs en surface et répondre aux demandes de la DSIN dans ce domaine.

Le 19 décembre, une **réunion technique** a été organisée avec EDF et Jeumont Industrie pour faire le point d'avancement des études en cours concernant la fissuration des brides de barrières thermiques des pompes primaires de 900 MWe.

Une **inspection** a été réalisée le 20 décembre dans les locaux du Centre lyonnais d'ingénierie d'EDF (CLI) à Villeurbanne (Rhône) afin de vérifier par sondage les engagements pris par l'exploitant à la suite de la réévaluation de l'état de sûreté du palier CP0. Ce palier comprend les premiers réacteurs de 900 MWe construits en France, c'est à dire les deux réacteurs de la centrale de Fessenheim (Haut-Rhin) et les réacteurs 2 à 5 de la centrale du Bugey (Ain).



Centrale
de Golfech

En bref... France

Le Journal officiel du 1^{er} janvier 1997 a publié la loi n° 96-1236 du 30 décembre 1996 sur l'air et l'utilisation rationnelle de l'énergie

Aux termes de l'article 44 de cette loi, les dispositions de la loi n° 61-842 du 2 août 1961 relative à la lutte contre la pollution atmosphérique et les odeurs, qui constitue le fondement législatif de la réglementation sur la sûreté nucléaire, cessent en règle générale d'être applicables ; ces dispositions sont toutefois maintenues en vigueur pour les pollutions dues à des substances radioactives et les conditions de création, de fonctionnement et de surveillance des installations nucléaires. L'ensemble de l'édifice réglementaire applicable aux installations nucléaires n'est donc pas remis en cause.

Réunion du CSSIN

Le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN) s'est réuni à Paris le 10 décembre 1996 sous la présidence de M^{me} Dominique Leglu. L'ordre du jour était le suivant :

- transcription en droit français de la directive européenne sur les normes de base du 13 mai 1996 ;
- point sur la procédure relative au projet de décret en Conseil d'Etat sur la radioprotection des travailleurs des entreprises extérieures ;
- émission d'un avis du CSSIN sur l'application de l'échelle INES ;
- conférence des présidents de CLI ;
- questions d'actualité :
 - point sur la procédure relative aux projets de laboratoires souterrains ;
 - incidents de radioprotection sur le site de Chinon ;
 - situation des réacteurs à neutrons rapides ;
 - anomalies sur les grappes de commande des réacteurs à eau sous pression ;
 - fissuration des tirants de puits de cuve sur une partie des réacteurs de 900 MWe ;
 - situation du réacteur de Chooz B 1 ;
 - rupture d'un tube de générateur de vapeur sur le réacteur 3 de la centrale de Tihange (Belgique).

- adoption du calendrier 1997 des réunions plénières du Conseil.

Le premier point a fait l'objet d'une intervention orale du D^r Yves Coquin, sous-directeur de la veille sanitaire à la Direction générale de la santé. A l'issue de la discussion qui a suivi, les membres du Conseil ont souhaité pouvoir disposer, à l'occasion d'une prochaine séance plénière, d'un échéancier et de l'architecture des textes réglementaires nécessaires à la transposition de la directive. Le Conseil a également émis le vœu qu'une information périodique lui soit donnée sur l'état d'avancement de cette transposition.

Le troisième point de l'ordre du jour a donné lieu de nouveau à une discussion animée (cf. compte rendu de la séance du 24 septembre 1996 in Contrôle N° 114) qui s'est conclue par l'adoption à l'unanimité moins une voix contre et une abstention de l'avis suivant :

Bilan de l'application en France de l'échelle INES

Le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires, organisme consultatif placé auprès des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, s'est réuni à deux reprises, les 24 septembre et 10 décembre 1996, pour discuter notamment de l'application en France de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Conformément au souhait exprimé par le CSSIN dans sa séance du 23 septembre 1993, l'échelle INES a été appliquée à toutes les installations nucléaires de base civiles (INB) à compter du 4 avril 1994. L'Autorité de sûreté nucléaire s'était alors engagée à faire le point de son application en France à l'issue d'une période statistiquement significative.

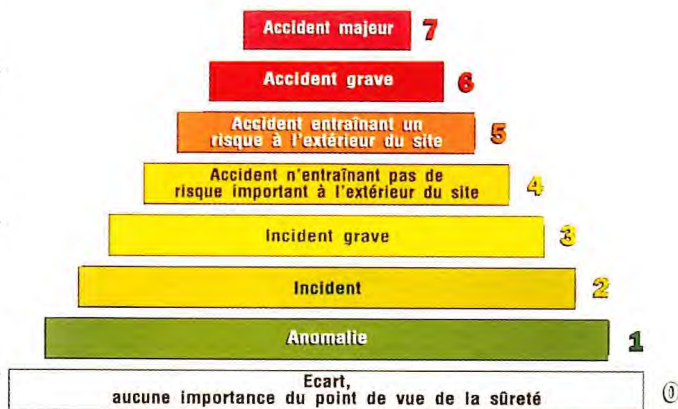
Ce bilan a donc fait l'objet d'une présentation par l'Autorité de sûreté et les exploitants nucléaires et a été suivi d'un tour d'horizon de l'utilisation de l'échelle dans les principaux pays occidentaux. Les journalistes membres du Conseil ont également indiqué quel usage ils faisaient de cette échelle et quelle appréciation ils portaient sur son utilité.

A l'issue de cette discussion, le CSSIN :

1) constate que l'échelle INES remplit en France son rôle d'outil d'alerte et de communication sur la gravité des événements nucléaires ;

2) relève que les différences de politique de communication sur les incidents d'un pays à l'autre conduisent à une utilisation très hétérogène des niveaux de l'échelle qui interdit toute comparaison internationale fondée ;

3) souhaite, conformément à sa précédente recommandation du 23 septembre 1993, voir le champ d'application de l'échelle INES s'étendre, en commençant par les événements survenant dans les installations nucléaires autres que les INB et lors des transports de matières radioactives.



INES — Echelle internationale des événements nucléaires

Réunions du Groupe permanent « réacteurs »

Le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs nucléaires s'est réuni :

- le 21 novembre, pour examiner à la lumière du retour d'expérience les conditions d'utilisation et de stockage du combustible nucléaire dans les réacteurs à eau sous pression ;
- le 28 novembre, pour émettre un avis sur la mise en activité de l'Atelier pour l'évacuation du combustible (APEC) de la centrale de Creys-Malville ;
- le 19 décembre, pour clore un cycle de quatre réunions consacrées au réexamen de sûreté du palier CPY des réacteurs à eau sous pression de 900 MWe.

Réunion du Groupe permanent « usines »

Le Groupe permanent d'experts chargé des usines a examiné le 27 novembre 1996, avec la participation du groupe permanent d'experts chargé des déchets, le rapport préliminaire de sûreté de la future INB CEDRA, en vue de l'obtention du décret d'autorisation de création de cette installation sur le Centre de Cadarache.

L'installation CEDRA contribuera à la réduction du volume des déchets entreposés au CEA, à l'évacuation vers le stockage de surface de certains de ces déchets après traitement et à l'entreposage des déchets restants dans l'attente de solutions ultérieures.

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 3 décembre pour examiner une demande de dérogation aux dispositions de la réglementation des appareils à pression de vapeur, déposée par EDF pour les générateurs de vapeur du palier N4.

Démantèlement de la centrale des Monts d'Arrée

Le journal officiel du 8 novembre a publié le décret n° 96-978 du 31 octobre 1996 autorisant le Commissariat à l'énergie atomique à modifier, pour la conserver sous surveillance dans un état intermédiaire de démantèlement, l'ancienne installation nucléaire de base n° 28 dénommée centrale nucléaire des Monts d'Arrée-EL4 (réacteur arrêté définitivement), sur le site des Monts d'Arrée de la commune de Loqueffret (Finistère). La nouvelle installation, dont la création est ainsi autorisée, prendra la dénomination de EL4D, installation d'entreposage de matériels de la centrale nucléaire des Monts d'Arrée-EL4.

Toutes les constructions du site nucléaire, à l'exception du bâtiment contenant le réacteur, seront démolies. Ces travaux devront être réalisés dans les sept ans suivant la publication de ce décret.

Ce décret comporte, pour la première fois, des stipulations précises concernant la gestion des déchets issus du démantèlement : zonage de l'installation, contrôle et suivi des différents flux de déchets, approbation par l'Autorité de sûreté des différentes filières d'élimination.

En outre, le décret spécifie que, au plus tard trois ans après sa publication, l'exploitant soumettra aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie une étude définissant les différentes options envisageables pour un démantèlement définitif plus rapide que prévu dans le dossier joint à sa demande (à savoir une vingtaine d'années). Un démantèlement anticipé faisait partie des demandes formulées lors de l'enquête publique, qui s'est déroulée du 20 décembre 1994 au 18 janvier 1995.

Réunion de la CLI du Bugey

Une réunion de la Commission locale d'information (CLI), présidée par M. de la Verpillière, vice-président du Conseil général de l'Ain et maire de la commune de Lagnieu, s'est tenue le 13 décembre au Centre international de Saint-Vulbas. L'objet de cette réunion était, une nouvelle fois, la présentation du projet amendé de plaquette d'information des populations sur les risques inhérents à la présence de la centrale et les mesures prises dans les plans d'urgence, en particulier le plan particulier d'intervention (PPI).

Au cours de cette réunion ont notamment été abordés :

- les mesures de protection dans les établissements scolaires ;
- les consignes de sécurité en cas d'accident nucléaire ;
- les modalités de diffusion de la plaquette d'information et la campagne d'information liée à cette diffusion.

Un point a également été fait sur les conséquences de l'arrêt du réacteur 3 consécutif à la découverte d'une fuite sur le circuit primaire (voir chapitre sur les installations).

Réunions au sein de la CLI de Cadarache

Le bureau de la CLI s'est réuni le 20 novembre 1996 pour examiner le projet de révision du règlement intérieur de la CLI.

Le Groupe communication s'est réuni le 11 décembre 1996. Il a en particulier réfléchi aux modalités de réalisation des prochains numéros du CLIC (lettre de la CLI) ainsi qu'aux perspectives d'actions 1997.

Le Groupe surveillance de la radioactivité a travaillé le 4 décembre 1996 sur les incidents déclarés par l'exploitant au 2^e semestre.

Le numéro 1 du CLIC (lettre de la CLI) a été publié en décembre. Il est diffusé à 10 000 exemplaires. Le dossier de ce numéro est consacré au combustible MOX.

Réunion de la CLI de Chinon

La Commission locale d'information de Chinon s'est réunie le 6 décembre, sous la présidence de M. Jean Delaneau, président du Conseil général d'Indre-et-Loire. Cette deuxième réunion avait pour but de présenter le plan particulier d'intervention (PPI) et l'exercice de crise prévu en 1997, le projet de modification du décret d'autorisation de création des deux centrales (Chinon B1/2 et Chinon B 3/4) pour permettre l'introduction du combustible MOX (combustible mixte uranium-plutonium) et enfin la présentation du décret du 27 août 1996 autorisant EDF à conserver sous surveillance dans un état intermédiaire de démantèlement l'installation nucléaire Chinon A3.



Centrale de Chinon

Réunion de la CLI de Chooz

Le 20 novembre la Commission locale d'information de la centrale de Chooz s'est réunie à Givet, sous la présidence de M. Bernard Auburtin, vice-président du Conseil général des Ardennes. Cette réunion a été principalement consacrée à :

- la situation des installations (réacteurs A, B1 et B2) ;
- la situation du chantier et de l'emploi local ;
- l'exercice national de crise organisé à Chooz le 21 janvier 1997 ;
- l'organisation de la Commission et ses projets d'action pour 1997.

Réunions d'information du public sur la distribution préventive d'iode stable dans la région de Chooz

Deux réunions publiques d'information se sont tenues les 15 et 29 novembre dans les communes de Chooz et Landrichamps concernant la distribution préventive dans ces communes de comprimés d'iode stable à la population, et la réalisation le 21 janvier 1997 d'un exercice de crise sur le site de Chooz. Ces réunions, présidées par le maire de chaque commune et le président de la Commission locale d'information, ont associé les représentants du préfet des Ardennes (Direction de la protection civile), de la DIRE Champagne-Ardenne et de la DDASS des Ardennes.

L'opération de distribution de comprimés d'iode stable dans les communes précitées s'est déroulée les 11 et 12 décembre 1996.

Préparation de l'exercice de crise nucléaire du 21 janvier à Chooz

Le 10 décembre les représentants des départements ministériels (Direction de la sûreté des installations nucléaires, Direction de la sécurité civile du ministère de l'intérieur), des services régionaux et départementaux de l'Etat concernés et les élus de la région de Chooz ont préparé l'exercice de crise nucléaire du 21 janvier 1997.

Réunion de la CLI de Dampierre

La Commission locale d'information de Dampierre s'est réunie le 17 décembre dernier. Les principaux sujets abordés à cette occasion ont été :

- les incidents de niveau 1 survenus sur le site depuis le mois de juin dernier ;
- le traitement du problème de la prolifération d'amibes survenu cet été dans le circuit de réfrigération ;
- le changement du couvercle de la cuve du réacteur 1 en juillet dernier ;
- l'OSART du mois de novembre dernier.

Publication de la 7^e Lettre de la CLI du Gard (Marcoule)

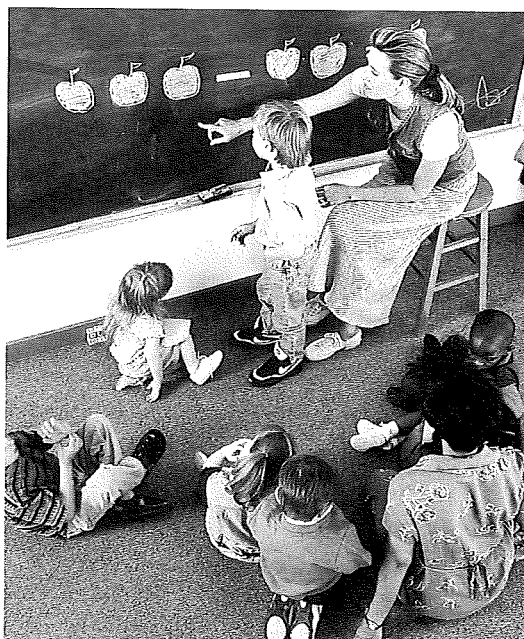
La CLI du Gard a publié le N° 7 de la lettre de la CLI (4 pages diffusées à 3 000 exemplaires). Ce numéro évoque en particulier la radioactivité naturelle et l'évaluation par le consultant canadien SENES de l'impact de la radioactivité sur la faune aquatique du Rhône.

Réunion de la CLI de Nogent

Le Comité de pilotage de la Commission locale d'information sur la centrale de Nogent-sur-Seine s'est réuni le 8 novembre.

Le 15 novembre la Commission locale d'information de Nogent a tenu sa quatrième réunion plénière de l'année 1996, sous la présidence de M. Gérard Ancelin, conseiller général et maire de Nogent-sur-Seine. Les sujets traités ont été les suivants :

- le bilan des arrêts de réacteurs en 1996 ;
- le bilan 1996 de la Commission (dépliant « risque nucléaire » destiné aux scolaires, visite de l'OPRI, fiches réflexes en cas de crise destinées aux maires) ;



- les projets d'action 1997 (visite de l'usine COGEMA de La Hague et du Centre de stockage de l'Aube, accompagnement et présentation dans les établissements scolaires des documents précités élaborés par la Commission, renouvellement de la conférence d'information réalisée en 1995 avec les médecins, accompagnement de l'opération de distribution d'iode stable) ;
- exposé sur la radioactivité et ses effets sur la santé.

La Commission a visionné le film réalisé par la CLI de Paluel-Penly relatif au confinement dans les établissements scolaires en cas de crise.

Réunion du bureau de la CLI de Paluel/Penly

Une réunion du bureau de la CLI de Paluel/Penly a eu lieu le 12 novembre, afin de faire le point sur la distribution des pastilles d'iode et de préparer les activités de 1997.

Réunion de la CLI de Saint-Alban

La Commission locale d'information s'est réunie le 15 novembre sur le site nucléaire de Saint-Alban. L'ordre du jour a notamment porté sur les points suivants :

- le bilan du fonctionnement des réacteurs depuis la précédente réunion ;
- la mise à jour projetée d'une campagne d'information sur les risques technologiques majeurs dans le département de l'Isère, lancée à l'initiative de la DRIRE Rhône-Alpes ;
- un premier état de la distribution des comprimés d'iode. On retiendra qu'entre le 14 octobre et le 15 novembre 1996 1722 familles, soit environ 82 % de la population sollicitée, se sont déplacées volontairement pour retirer leurs comprimés d'iode auprès des professions médicales ou dans les deux mairies concernées.

Réunion de la CLI de Soulaines

La Commission locale d'information sur le Centre de stockage de l'Aube s'est réunie le 20 novembre. Elle a été principalement consacrée :

- à la présentation par l'ANDRA du programme de surveillance de l'environnement du site (eau, faune, flore) ;

- au déroulement et aux conclusions de l'audit technique de l'ANDRA réalisé du 18 au 23 mars 1996 par un groupe d'experts internationaux sous l'égide de l'AIEA, selon la procédure WATRP (Waste management Assessment and Technical Review Program) ;
- à la procédure prévue en 1997 sur les prélèvements d'eau et les rejets d'effluents du centre.

Des membres de la Commission ont présenté les premiers éléments de leur réflexion sur le projet de recours à une expertise externe diversifiée susceptible d'évaluer les actions de contrôle et de surveillance par l'ANDRA de l'environnement du site.

Création d'une Commission locale de surveillance sur le Centre de stockage de la Manche

Une Commission locale de surveillance a été instituée auprès du Centre de stockage de la Manche, par arrêté du préfet de la Manche en date du 18 décembre 1996, conformément à l'engagement pris par le gouvernement à la suite du rapport de la commission Turpin.

Réunion de la Structure d'échange et d'information de Valduc (SEIVA)

La Structure d'échange et d'information sur le Centre d'étude nucléaire de Valduc (Côte d'Or) s'est réunie le 14 novembre dans la commune de Minot sous la présidence de M. Gérard Niquet. Les sujets abordés ont été les suivants :

- informations sur la SEIVA et son activité,
- informations sur le centre de Valduc,
- travaux de la commission « environnement »,
- Valduc et la gestion des eaux,
- activité économique engendrée par le site de Valduc,
- mise en place du PPI,
- présentation du premier numéro de la publication de la SEIVA « *Savoir et comprendre* »,
- situation juridique de la SEIVA - création d'une association (élection du conseil d'administration et vote du budget).

Publication du premier bulletin de la SEIVA « Savoir et comprendre »

La Structure d'échange et d'information de Valduc a diffusé à 3 000 ex. le n° 1 de son bulletin « Savoir et comprendre ».

Relations internationales

AIEA

Le Comité NUSSAC (NUclear Safety Standard Advisory Committee), chargé notamment de suivre les activités de l'AIEA concernant les normes de sûreté relatives aux réacteurs de puissance, a tenu sa deuxième réunion du 11 au 13 novembre ; la France y était représentée par le directeur adjoint de la DSIN et l'adjoint au sous-directeur chargé des réacteurs à eau sous pression. Les discussions ont porté sur les orientations à mettre en œuvre dans la rédaction de codes et guides nouveaux ou à réviser. Les participants ont également demandé que, lors des prochaines réunions, leur soient présentés les travaux en cours ou prévus sur certains thèmes techniques intéressant les activités réglementaires.

L'ACSS (Advisory Commission on Safety Standards), chargée notamment de suivre et coordonner les activités de l'AIEA concernant l'ensemble des normes de sûreté, a tenu sa deuxième réunion les 2 et 3 décembre ; la France y était représentée par le directeur de la DSIN accompagné d'un chargé de mission. Les discussions ont porté sur les questions intéressant plusieurs des quatre comités chargés de suivre l'élaboration des normes de sûreté relatives respectivement aux réacteurs, aux déchets, aux transports et à la radioprotection : l'ACSS a notamment été amenée à rappeler que ces normes sont destinées à servir de référence aux Etats qui souhaitent les utiliser dans l'élaboration de leur réglementation nationale, mais qu'elles n'ont en elles-mêmes aucun caractère contraignant.

A l'invitation du directeur de la DSIN, une équipe d'experts internationaux, sous l'égide de l'AIEA, est venue à Dampierre, du 11 au 29 novembre dernier, effectuer une mission « OSART » (Operational Safety Assessment Review Team) c'est-à-dire une expertise de la sûreté en exploitation de cette centrale. Cette mission est la huitième de ce type en France, après celles de Tricastin, Saint-Alban, Blayais, Fessenheim, Gravelines, Cattenom et Flamanville. L'expertise a porté sur un ensemble de thèmes relatifs à la sûreté en exploitation : organisation et gestion de la

centrale, formation du personnel, conduite, maintenance, appui technique, radioprotection, chimie, préparation aux situations d'urgence. La DSIN rendra public le rapport des experts dès qu'il sera disponible. Cette mission sera suivie, en 1998, d'une mission « post-OSART » destinée à évaluer la prise en compte par le site des remarques faites.

L'AIEA a organisé les 3 et 4 décembre à Vienne une réunion pour examiner les progrès réalisés et les activités futures en ce qui concerne la sûreté des centrales nucléaires dans les pays d'Europe Centrale et Orientale et dans les pays de l'ex-URSS. Conformément aux demandes des Etats membres, l'AIEA va progressivement mettre fin au financement extrabudgétaire (c'est-à-dire sur contributions volontaires des pays) de ce programme, en transférant d'ici fin 1998 le maximum des actions restant à effectuer dans le programme financé par son budget normal.

Dans le cadre de la préparation du symposium sur « le cycle du combustible nucléaire et les stratégies des réacteurs : l'ajustement aux nouvelles réalités » qui sera organisé par l'AIEA en juin 1997, la DSIN a participé du 16 au 20 décembre, à Vienne, à la deuxième réunion du Groupe de travail « sûreté, santé et impact sur l'environnement des différentes options du cycle du combustible ».



Siège de l'AIEA à Vienne (Autriche)

Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE

La huitième réunion plénière du Comité sur les activités nucléaires réglementaires (CANR) s'est tenue à Paris les 2 et 3 décembre. Les principaux thèmes abordés ont été les marges de sûreté du combustible et l'arbitrage entre compétition et coopération lors notamment de privatisations. Il a par ailleurs été décidé de constituer un groupe de travail restreint, auquel la DSIN participera, afin de réfléchir aux futurs axes de travail dans un contexte budgétaire en décroissance de manière à éviter des duplications avec les activités d'autres organismes et en particulier l'AIEA.

Convention sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs

Le Groupe d'experts, présidé par le professeur Baer, chargé d'élaborer un projet de convention sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs a tenu sa 5^e réunion du 18 au 22 novembre, en Afrique du Sud. Une grande partie des débats a été consacrée au champ de la convention : y inclut-on les combustibles usés et en particulier ceux qui sont destinés au retraitement ? La France a proposé une convention à deux objets, d'une part les combustibles usés, quelle que soit leur destination, et d'autre part les déchets radioactifs, en faisant apparaître ces deux objets dans cet ordre afin de mieux établir la différence entre les combustibles usés, que certains pays ont décidé de retraiter, et les déchets radioactifs. Ces propositions ont été favorablement accueillies par une très large majorité des pays présents.

Union européenne – groupe CONCERT

Ce groupe réunit les Autorités de sûreté des pays de l'Union ainsi que ceux des pays d'Europe de l'Est bénéficiant d'une assistance dans le cadre des programmes PHARE et TACIS. Il a tenu sa 10^e réunion les 9 et 10 décembre à Bratislava. Les discussions ont porté sur l'évaluation de l'assistance apportée jusqu'à présent et sur les enseignements que l'on peut en tirer afin d'augmenter l'efficacité des programmes futurs.

Afrique du Sud

L'Autorité de sûreté nucléaire sud-africaine, le Council for Nuclear Safety, a organisé du 13 au 15 novembre à Johannesburg un séminaire sur l'élaboration des politiques nationales de gestion des déchets radioactifs. Ce séminaire, rassemblant des experts sud-africains et étrangers, était destiné à alimenter le débat ouvert en Afrique du Sud sur la gestion des déchets radioactifs. Un représentant de la DSIN a été invité à faire une présentation de la démarche française en matière de gestion des déchets très faiblement radioactifs.

Allemagne

Le Comité de direction franco-allemand sur la sûreté nucléaire (DFD) s'est réuni le 25 novembre à Munich. Les discussions ont porté sur l'assistance aux pays d'Europe Centrale et Orientale, sur les travaux communs relatifs à EPR, ainsi que sur divers sujets d'intérêt commun au niveau international.

Le BCCN a reçu à Dijon, les 5 et 6 décembre, des représentants de la branche nucléaire du TÜV allemand de Hambourg (organisme de contrôle technique). Les discussions ont permis de comparer les pratiques de contrôle respectives sur les enceintes sous pression des réacteurs, en vue d'éventuels contacts ultérieurs au sujet du réacteur du futur franco-allemand.

Argentine

Le directeur de la DSIN a rencontré le 12 décembre son homologue, le président de l'ENREN, Autorité de sûreté nucléaire argentine. Cette réunion a été l'occasion d'un échange de vues sur la sûreté nucléaire.

Belgique

Le 3 décembre a eu lieu à Bruxelles une rencontre technique avec des représentants de l'Autorité de sûreté belge. Les discussions ont permis de comparer des méthodes de contrôle non destructif utilisées en service sur la cuve et sur la ligne d'expansion du pressuriseur des réacteurs REP belges et français.

Chine

Dans le cadre de l'accord de coopération existant entre la DSIN et son homologue chinois l'ANSN (Administration nationale pour la sûreté nucléaire), une délégation chinoise a effectué en France du 7 au 23 décembre, une mission concernant la sûreté des réacteurs expérimentaux. Après des discussions avec des experts de la DSIN et du département d'évaluation de sûreté de l'IPSN, la délégation a visité les réacteurs Osiris, Phébus, Eole, Siloé respectivement à Saclay, Cadarache et Grenoble. Cette délégation s'est également rendue à la DRIRE Provence-Alpes-Côtes d'Azur où elle a été reçue par le chef de la division des installations nucléaires.

Dans le cadre de la construction de la centrale chinoise de Lingao, Framatome vient de passer les premières commandes de matériels à ses sous-traitants français. Le BCCN, chargé d'une mission particulière de contrôle de l'application de la réglementation française relative aux appareils à pression, a déjà effectué plusieurs visites en usine, notamment chez Creusot-Loire-Marrel et chez Tecphy, pour s'assurer de la qualité des pièces fabriquées (tôles pour viroles de pressuriseur et brides d'adaptateurs de couvercles).

Etats-Unis

Une réunion bilatérale entre la DSIN et la NRC (Nuclear Regulatory Commission) a eu lieu à Paris les 4 et 5 décembre. Cette réunion, qui faisait suite à celle qui avait eu lieu en avril dernier, a porté notamment sur les incidents significatifs récents, les problèmes de sûreté concernant les piscines de stockage de combustible nucléaire, les déformations de combustible, ainsi que les combustibles à hauts taux de combustion. D'autres sujets ont été abordés avec la participation du BCCN : le vieillissement en service de certains composants des circuits primaires et notamment la cuve soumise à irradiation (pour laquelle la réglementation américaine évolue), les générateurs de vapeur et les barrières thermiques de pompes primaires. La NRC a présenté les premières conclusions concernant l'incident de Millstone. Enfin, il a été décidé d'organiser au premier semestre 1997, outre une réunion bilatérale, une mission spéciale « cuve » aux Etats-Unis.

Finlande

La DSIN n'avait, jusqu'à cette année, que des relations ponctuelles avec ses homologues du STUK, Centre finlandais pour la radioprotection et la sûreté nucléaire. Les deux Autorités de sûreté ont souhaité intensifier et formaliser ces relations par un accord qui a été signé le 18 décembre par le directeur de la DSIN et son homologue finlandais, lors de la visite d'une délégation de la DSIN en Finlande. Les discussions techniques ont été suivies de visites de la centrale d'Olkiluoto, équipée de deux réacteurs à eau bouillante de conception suédoise, et de la centrale de Loviisa, équipée de deux réacteurs de conception soviétique mais améliorés dès la construction par l'adjonction d'une enceinte de confinement et l'intégration de divers systèmes occidentaux d'instrumentation et de contrôle ; sur le site de chaque centrale, les représentants de la DSIN ont pu aussi visiter diverses installations d'entreposage et de stockage des déchets radioactifs.



MM. Lacoste et Vuorinen signant le 18 décembre 1996 l'accord franco-finlandais

Japon

Un expert de NUSTEC (NUclear Safety TEchnology Center) s'est rendu au BCCN le 10 décembre. L'objet de sa visite était un échange sur le vieillissement des matériaux des réacteurs nucléaires.







Direction de la sûreté
des installations
nucléaires

**RAPPORT D'ACTIVITÉ
SYNTHÈSE**

1996



Paris,
le 27 janvier
1997

Si l'année 1995 a pu être considérée comme une bonne année pour la sûreté nucléaire en France, un jugement plus nuancé doit être porté sur 1996. Sans qu'aucun événement véritablement alarmant soit survenu, la répétition sur les réacteurs à eau sous pression d'incidents tels que le maintien intempestif en position ouverte de vannes isolant l'enceinte de confinement, le desserrage ou la corrosion des

tirants assurant la bonne résistance au séisme des puits de cuve, et surtout les anomalies diverses de blocage de grappes de commande, revêt un caractère préoccupant. Les deux derniers types d'incidents mentionnés ont été classés au niveau 2 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES. Tous ces incidents témoignent d'une maîtrise encore imparfaite de la

réalisation ou du maintien de fonctions importantes pour la sûreté des installations. Un autre problème récurrent concerne la connaissance et la mémoire insuffisantes de certaines installations ; l'incident survenu à l'Atelier des matériaux irradiés (AMI) de Chinon, où le percement accidentel d'une canalisation insoupçonnée a amené une venue d'eau dans un puits de stockage de produits radioactifs, illustre ce type de problème.

La surveillance des installations nucléaires existantes a donc constitué une part importante de l'activité de l'Autorité de sûreté en 1996. Dans ce domaine, l'évolution des deux réacteurs à neutrons rapides reste un sujet d'intérêt particulier. Phénix est toujours à l'arrêt, après la fin de son 49ème cycle de fonctionnement, en l'attente des justifications qui pourraient conduire l'Autorité de sûreté à

autoriser la prolongation de son fonctionnement pour une nouvelle période de 10 ans que souhaite l'exploitant. Superphénix a pour sa part fonctionné normalement en 1996, dans les limites de puissance autorisées par la DSIN (jusqu'à 90 % de sa puissance nominale), avec quelques incidents mineurs ; la Commission scientifique mise en place sous la présidence du professeur Castaing a explicité les conditions sous lesquelles Superphénix pourrait avoir une utilité effective en tant qu'outil de recherche ; le réacteur a été mis à l'arrêt fin décembre, pour une opération programmée de maintenance de 6 mois.

L'évolution dans le temps des installations nucléaires et leur adaptation aux nouvelles exigences de sûreté sont un sujet de préoccupation pour la DSIN. EDF envisage de prolonger la vie de ses centrales jusqu'à 40 ans, voire davantage ; l'Autorité de sûreté lui a demandé d'apporter les justifications nécessaires. Dans l'immédiat, une réévaluation de sûreté est entamée pour les réacteurs du palier 900 MWe, qui vont atteindre prochainement la date de leur deuxième visite décennale. Du côté des installations autres que les réacteurs de puissance, on peut citer le cas de l'Atelier de technologie du plutonium (ATPu) à Cadarache, dont la résistance aux nouvelles normes sismiques n'est pas acquise et qui devra donc être arrêté peu après l'an 2000, ou celui des Nouvelles piscines de La Hague (NPH), destinées à l'entreposage du combustible usé en attente de retraitement, dont pour des raisons analogues la puissance thermique entreposée a dû être réduite par rapport à la conception initiale.

Par ailleurs, une réflexion a été lancée sur les combustibles nucléaires et leurs conditions d'utilisation. Cette réflexion couvre l'ensemble de la filière, depuis la fabrication et le transport de combustible neuf (UO₂ ou MOX) jusqu'à son devenir final (retraitement ou éventuellement stockage direct) avec les transports associés, en passant



par l'utilisation en réacteur (problèmes des hauts taux de combustion et de stockage de combustible usé en piscine). Cette réflexion vise à vérifier la cohérence de la situation actuelle ainsi que de ses évolutions prévues ou envisageables à court et moyen terme.

L'année 1996 a été aussi l'année du démarrage du nouveau palier N4 de réacteurs de 1450 MWe. Le premier réacteur de ce palier, celui de Chooz B1, a connu des difficultés de démarrage : après un remplacement des tubes-guides de grappes de commande, qui induisaient un temps de chute de grappes excessif, par des tubes-guides du modèle 1300 MWe, ce sont les pompes primaires qui ont montré lors des essais à 30 % de la puissance nominale des sur-débites pouvant avoir des conséquences sur la sûreté du réacteur ; ce phénomène est encore à l'étude. Par ailleurs, une volute de pompe primaire destinée au réacteur de Civaux 2 a dû être rebutée en raison d'un comportement insatisfaisant en épreuve hydraulique. L'ensemble de ces aléas risque de retarder le démarrage d'ensemble du palier.

L'Autorité de sûreté a également consacré une part notable de son activité à la préparation de l'avenir. Le sujet le plus important dans ce domaine est sans doute la mise au point du projet de réacteur franco-allemand EPR ; l'année 1996 a permis dans ce domaine d'examiner sous l'aspect de la sûreté l'avant-projet détaillé soumis par les concepteurs, et cet examen devrait se terminer au début de l'année 1998.

Dans les tâches d'avenir figurent aussi les réflexions liées à la gestion des déchets radioactifs. De ce point de vue, l'année 1996 a vu progresser à la fois les études sur les déchets de très faible activité, pour lesquels un concept de stockage spécialisé a été défini, et sur les déchets de forte activité, pour lesquels l'ANDRA a déposé trois demandes d'autorisation d'installation et d'exploitation de laboratoires

souterrains, qui seront soumises à enquête publique au début de 1997 ; parallèlement, les deux autres voies d'études prévues par la loi de 1991 - conditionnement-entreposage en surface et transmutation - font également l'objet de travaux, sous la surveillance de la Commission nationale d'évaluation créée à cette fin. Il faut également signaler, dans le domaine des déchets, l'engagement en 1996 de la procédure relative à la fermeture du Centre de stockage de la Manche, destiné aux déchets de faible et moyenne activité à vie courte ; après enquête publique et expertise par une Commission spécialement nommée à cette fin, il a été décidé de modifier certaines des modalités de couverture et de surveillance du Centre, ce qui conduira à une nouvelle enquête publique en 1997, cependant qu'une Commission permanente de surveillance a été créée à la fin de l'année 1996 par arrêté du préfet de la Manche. Enfin, 1996 a vu la création, à Codolet près de Marcoule, de CENTRACO, nouvelle INB destinée à décontaminer, traiter et conditionner des déchets faiblement radioactifs.

L'avenir, c'est également la préparation du démantèlement des installations nucléaires quand elles viendront en fin de vie. La DSIN a toujours souhaité qu'une expérience en vraie grandeur vienne démontrer la faisabilité et le coût réel d'une opération de démantèlement. C'est pourquoi, dans le décret autorisant le démantèlement partiel de la centrale EL4 de Brennilis (site des Monts d'Arrée), elle a fait inscrire l'obligation pour l'exploitant de présenter sous trois ans une étude de démantèlement définitif accéléré.

Enfin, l'avenir implique l'étude des accidents possibles et la préparation à une éventuelle crise nucléaire. Les exercices de crise régulièrement organisés par la DSIN se sont poursuivis en 1996, en procédant de plus en plus à des opérations réelles impliquant les populations sur le terrain (confinement, voire évacuation d'une partie de

la population concernée). Ces exercices ont montré en particulier la difficulté de distribuer à chaud, au moment d'un éventuel accident, les comprimés d'iode destinés à protéger la thyroïde en cas de rejets radioactifs, comme c'était la doctrine établie en France. Il a donc été décidé de distribuer préventivement ces pastilles aux populations les plus concernées ; cette distribution, commencée de façon pilote autour de quatre centrales à la fin de 1996, sera étendue en 1997 à toutes les installations qui le justifient.

L'Autorité de sûreté a également mené en 1996 un certain nombre de réflexions et d'actions sur ses missions et son organisation, en même temps qu'elle suivait avec attention les réorganisations en cours chez d'importantes entreprises du secteur nucléaire (EDF, Framatome) et veillait à en contrôler l'impact sur la sûreté. Ces réflexions et actions ont porté sur des domaines variés :

- la DSIN s'est organisée pour mieux prendre en compte les considérations de radioprotection dans ses décisions de sûreté, en chargeant l'une de ses sous-directions d'une mission dans ce sens ;
- la DSIN a noué des contacts systématiques et réguliers avec le Haut Commissaire à l'énergie atomique, Autorité de sûreté des INB secrètes, pour une meilleure coordination entre contrôle des INB secrètes et non secrètes, qui dans certains cas coexistent sur les mêmes sites ;
- une réflexion a été lancée avec le ministère des transports sur une meilleure coordination entre contrôle des INB et contrôle des transports de matières radioactives ;
- de premières concertations ont été lancées sur la modernisation du magazine télématique MAGNUC, et son harmonisation avec le serveur TELERAY de l'OPRI ;
- une formalisation de l'habilitation des inspecteurs des INB (inspecteurs stagiaires, inspecteurs, inspecteurs confirmés) et la définition des tâches correspondantes ont été initiées ;

- un recentrage des préoccupations de l'Autorité de sûreté vers ses tâches les plus importantes, avec un affichage clair de priorités, est en cours ;

- une mise en ordre systématique des éléments dispersés constituant l'organisation qualité de l'Autorité de sûreté a été entreprise.


Toutes ces actions, de longue haleine, sont en cours et se poursuivront en 1997. Elles touchent en grande partie les personnes composant l'Autorité de sûreté, qui constituent sa principale richesse, et qui sont en droit d'attendre d'elle des lignes d'action précises et bien définies, aussi bien que le cadre de travail renouvelé et les moyens matériels que leur a procurés l'installation dans les nouveaux locaux de la DSIN à Fontenay-aux-Roses.

Enfin, je ne voudrais pas terminer cet avant-propos sans évoquer les relations internationales, que j'ai toujours considérées comme une composante essentielle de la vie de l'Autorité de sûreté. L'année 1996 a été particulièrement riche à cet égard : outre notre participation aux travaux d'organismes internationaux (AIEA, OCDE) et de l'Union européenne, ainsi que la poursuite des relations bilatérales habituelles, il faut noter l'entrée en vigueur de la convention internationale sur la sûreté nucléaire, qui concerne les réacteurs électrogènes, et l'engagement actif des discussions sur une future convention relative à la sûreté des combustibles usés et des déchets. En outre, 1996 a été l'occasion pour l'Autorité de sûreté d'inaugurer concrètement un processus d'échange d'inspecteurs avec ses homologues étrangers. Nous comptons en 1997 passer au stade des échanges de longue durée, en envoyant trois inspecteurs à l'étranger pour un séjour de l'ordre de trois ans, et renforcer les échanges avec les pays frontaliers.

La DSIN reste préoccupée par la sûreté nucléaire en Europe de l'Est. De ce point de vue, l'année 1996 a apporté

quelques éléments réconfortants, comme la réalisation de l'arrêt promis du réacteur 1 de Tchernobyl (Ukraine) ou les conclusions satisfaisantes de la prise d'échantillons sur le réacteur 1 de Kozloduy (Bulgarie). Le passif reste cependant important, et les installations nucléaires de l'Est continuent à représenter une menace qui ne sera pas supprimée à court terme. La constitution de véritables Autorités de sûreté indépendantes de l'exploitant, dans un cadre réglementaire satisfaisant, est une tâche de longue haleine ; et la conception aussi bien que l'état et la gestion de nombre d'installations laissent encore, comparés aux normes occidentales, gravement à désirer.

Tel est en bref le bilan qu'on peut dresser de la sûreté nucléaire en 1996. L'année a été riche d'événements et féconde ; plusieurs des actions lancées les années précédentes commencent à porter leurs fruits. J'espère fermement, tout en maintenant la vigilance du contrôle au jour le jour, mener à bien nos projets de long terme durant l'année 1997. Celle-ci sera marquée en tout état de cause par des décisions à prendre après le déroulement d'enquêtes publiques concernant des projets importants, comme l'installation de laboratoires souterrains pour l'étude du stockage des déchets radioactifs, ou la révision des décrets d'autorisation du site COGEMA de la Hague.



André-Claude LACOSTE

Directeur de la sûreté
des installations nucléaires

LES PRINCIPAUX DOSSIERS TECHNIQUES

- 1 – Les réacteurs à neutrons rapides
- 2 – Le démarrage des réacteurs de 1450 MWe
- 3 – Les réacteurs du futur
- 4 – Les anomalies de fonctionnement des grappes de commande des réacteurs à eau sous pression
- 5 – L'évolution dans le temps des installations nucléaires
- 6 – La préparation à la gestion d'une crise nucléaire
- 7 – Les déchets radioactifs
- 8 – La sûreté du démantèlement des installations nucléaires
- 9 – La sûreté nucléaire à l'Est

1 Les réacteurs à neutrons rapides

Le réacteur Phénix

Le 21 décembre 1992, l'Autorité de sûreté a autorisé la réalisation du 49^{ème} cycle de fonctionnement du réacteur Phénix. Ce cycle, qui s'est déroulé du 24 décembre 1994 au 7 avril 1995, aux deux tiers de la puissance nominale du fait de la disponibilité de seulement deux des trois boucles secondaires, est intervenu après une période de plusieurs années d'investigations consacrées à la recherche des causes des phénomènes de réactivité négative constatés en 1989 et 1990 et à la vérification de leur innocuité sur le plan de la sûreté.

A la suite de cette période de fonctionnement le réacteur a de nouveau été maintenu en état de cessation de production, afin de permettre la poursuite des contrôles et travaux programmés sur l'ensemble de l'installation, et plus particulièrement sur les circuits et les principaux composants de la chaîne d'évacuation de la puissance. Le principal problème rencontré a concerné les structures réalisées dans un acier austénitique stabilisé au titane ; l'exploitant a choisi finalement de procéder à leur remplacement par des éléments neufs réalisés dans une autre nuance d'acier. Les différents contrôles effectués ont également mis en évidence d'autres types de défauts attribuables principalement, soit à un phénomène de corrosion trouvant son origine dans les traitements de propreté initialement effectués, soit à des phénomènes localisés de fatigue thermique ; toutes les structures concernées ont fait ou feront l'objet de réparations adaptées.

A l'issue de ces travaux, et lorsque l'exploitant pourra disposer des trois nouveaux échangeurs intermédiaires actuellement en cours de fabrication, le réacteur, disposant de ses trois boucles

d'évacuation de puissance, pourrait être apte à reprendre son régime de fonctionnement normal.

Le Commissariat à l'énergie atomique estime devoir encore utiliser le réacteur Phénix durant une dizaine d'années pour mener à bien l'important programme expérimental d'irradiations prévu dans le cadre des recherches en matière de combustion du plutonium et d'incinération des autres actinides. Dans cette perspective il a engagé un programme d'études, dénommé Projet durée de vie, destiné à apprécier l'état réel des structures, et notamment celles du bloc réacteur, et à vérifier leur capacité à assurer leur tâche durant toute la durée visée. Les conclusions de ces études devraient être présentées à l'Autorité de sûreté au début de l'année 1997, assorties éventuellement de propositions d'aménagements aux conditions du fonctionnement futur du réacteur.

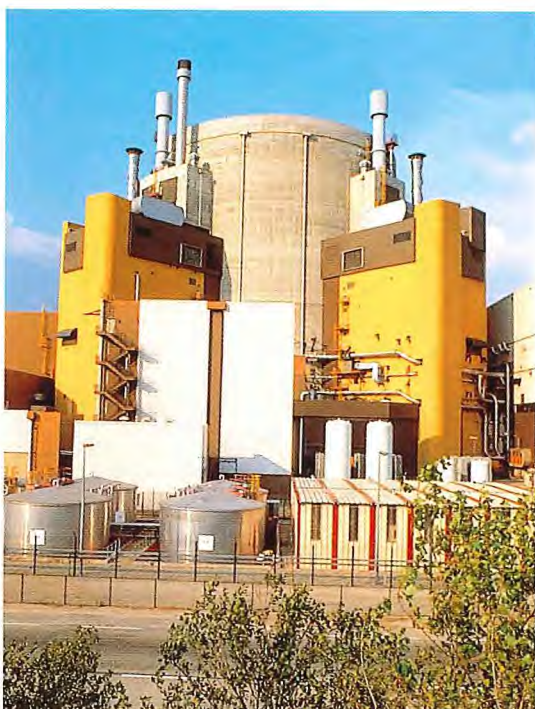
Par ailleurs, la sûreté de l'installation a été confortée par la mise en place d'un système d'arrêt complémentaire, distinct du système des barres de commande normal et dont la conception permet de garantir un arrêt sûr du réacteur quel que soit l'état d'endommagement éventuel des assemblages du cœur.

Au vu des conclusions de l'ensemble des études menées par l'exploitant, l'Autorité de sûreté sera donc probablement amenée en 1997 à se prononcer sur la possibilité et les conditions d'une reprise du fonctionnement en puissance du réacteur ; dans l'hypothèse de la confirmation d'une telle possibilité, l'échéance de celle-ci restera bien entendu subordonnée à l'état d'avancement des nombreux chantiers ouverts et des fabrications de nouveaux composants.



Le réacteur Phénix

Le réacteur Superphénix



Superphénix a divergé le 7 septembre 1985 et a atteint sa puissance nominale le 9 décembre 1986. Son fonctionnement jusqu'en août 1995 a été marqué par plusieurs incidents. Trois d'entre eux ont entraîné des arrêts de longue durée. Il s'agit :

- de la détection, en avril 1987, d'une fuite de sodium dans la cuve interne de stockage des éléments de combustible usés ;
- d'une pollution du sodium du circuit primaire en juillet 1990 ;
- d'une baisse de la pression d'argon dans la cloche de l'un des échangeurs intermédiaires, en décembre 1994.

La centrale de Creys-Malville a fait l'objet en juillet 1994 d'une nouvelle autorisation de création. Depuis cette date, la centrale n'a plus comme objectif premier la production d'électricité, mais la recherche et la démonstration, notamment dans le domaine de l'élimination du plutonium et des déchets radioactifs. Une commission scientifique, présidée par M. Castaing, a examiné à nouveau au premier semestre de l'année 1996, à la demande du Gouvernement, l'intérêt du fonctionnement de Superphénix. Elle a confirmé

l'intérêt de la centrale comme outil pouvant contribuer à la recherche.

Le réacteur a fonctionné de manière satisfaisante en 1996. Aucun événement notable du point de vue de la sûreté n'est intervenu. La DSIN a en particulier autorisé le 15 octobre la montée en puissance du réacteur au delà de 60 % de sa puissance nominale, jusqu'à une limite de 90 % de celle-ci.

L'attention de l'Autorité de sûreté s'est portée sur la préparation de l'arrêt programmé au premier semestre de l'année 1997 et sur la surveillance en exploitation des différents composants du réacteur.

L'arrêt du réacteur, qui a débuté le 24 décembre 1996, a pour but de diminuer le caractère surgénérateur du réacteur en remplaçant une partie des assemblages fertiles situés en périphérie du cœur par des assemblages inertes en acier. Au cours de cet arrêt sont également programmés les premiers contrôles des tubes des générateurs de vapeur placés entre le circuit de sodium secondaire (non radioactif) et le circuit eau-vapeur alimentant les turbines.

A la suite des incidents survenus les années antérieures, la DSIN, reprenant une préoccupation déjà exprimée en janvier 1994, avait demandé en novembre 1995 à NERSA de lui présenter un programme de recherche et de développement pour renforcer à moyen terme la détection précoce de défaillances sur des matériels importants pour la sûreté. L'examen de ce programme, qui a eu lieu en préalable à l'autorisation de montée en puissance au delà de 60 % de la puissance nominale, a conduit la DSIN à demander quelques compléments qui ne remettent pas en cause les principes retenus par l'exploitant. La DSIN continuera à porter une grande attention à cette question.

2 Le démarrage des réacteurs de 1450 MWe

Les réacteurs de 1450 MWe sont au nombre de quatre et constituent un nouveau palier appelé N4. Deux réacteurs sont implantés sur le site de Chooz dans le département des Ardennes, les deux autres sur le site de Civaux dans le département de la Vienne.



Centrale de Civaux

L'année 1996 a été marquée par le début de la production du réacteur B1 de Chooz, et sa mise à l'arrêt du fait d'un débit d'eau dans la cuve supérieur à celui initialement prévu, ainsi que par la préparation du premier chargement en combustible du réacteur 1 de Civaux.

L'examen par l'Autorité de sûreté de la sûreté des réacteurs de 1450 MWe a débuté dès 1980, date de la demande d'autorisation de création. En 1983, sur proposition de la DSIN, le ministre de l'industrie et de la recherche a précisé à EDF les obligations et les caractéristiques principales de sûreté à appliquer aux réacteurs de 1450 MWe. En 1984 et 1986, après examen du rapport préliminaire de sûreté, l'autorisation de création des réacteurs B1 et B2 de Chooz a été accordée par décret. Les premiers travaux de génie civil ont alors été entrepris sur site. En 1993, après notamment examen des aspects spécifiques au site, la création des réacteurs 1 et 2 de Civaux a été également autorisée.

Après examen du rapport provisoire de sûreté et de ses évolutions, les premiers chargements en combustible des réacteurs B1 et B2 de Chooz ont été autorisés par les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie respectivement le 2 novembre 1995 et le 2 septembre 1996. Le premier chargement du réacteur 1 de Civaux devrait intervenir en 1997, celui du réacteur 2 en 1998. Les procès-verbaux d'épreuve hydraulique du circuit primaire principal ont été délivrés par le BCCN le 7 décembre 1995 pour le réacteur B1 de Chooz et le 8 octobre 1996 pour le réacteur B2 de Chooz.

Enfin, le 6 juin, le rejet des effluents radioactifs liquides et gazeux du site de Chooz a été autorisé, puis, le 24 juillet, la première divergence du réacteur 1 de Chooz.

Au plan technique, l'instruction du palier N4 a conduit l'Autorité de sûreté à examiner de manière très détaillée la conception du contrôle-commande et en particulier l'informatisation de la salle de commande, ainsi que la conception des pompes primaires dont le comportement en essais et sur site n'était pas entièrement satisfaisant. L'Autorité de sûreté restera particulièrement vigilante sur ces deux sujets pendant les premières années d'exploitation.

En complément, le 8 novembre, EDF a informé la DSIN que le débit de refroidissement dans la cuve du réacteur B1 de Chooz, mesuré à 30 % de la puissance nominale du réacteur, était supérieur à la limite maximale prévue. Cette anomalie importante conduit l'exploitant à s'interroger sur la modélisation des écoulements dans le circuit primaire et, à nouveau, sur la conception des pompes primaires. La DSIN examinera dès le début de l'année 1997 les dispositions envisagées par l'exploitant pour le réacteur B1 de Chooz et pour les autres réacteurs du palier.

Enfin, les réacteurs de 1450 MWe sont également concernés par les anomalies des mécanismes de grappes de commande confirmées en 1996 sur les réacteurs de 1300 MWe. Par ailleurs, les tubes-guides de grappes ont été remplacés en 1996 sur Chooz B1 et B2 pour s'affranchir des ralentissements des grappes lors de leur chute observés à Chooz B1 et à Daya Bay en Chine en 1995.

Sous réserve du traitement apporté à l'anomalie de sur-débit de l'eau dans la cuve, l'exploitant prévoit la première divergence du réacteur B2 de Chooz dans le premier semestre de 1997.



Centrale de Chooz B

3 Les réacteurs du futur

Dès 1991, la DSIN avait exprimé sa demande d'une amélioration tant qualitative que quantitative de la sûreté des nouvelles générations de réacteurs qui pourraient être appelés à succéder aux réacteurs actuels lors du renouvellement du parc électronucléaire français. C'est dans ce sens qu'elle travaille depuis la mi 93, de façon conjointe avec son homologue allemand le BMU, à l'évaluation d'un projet de réacteur à eau sous pression franco-allemand dit EPR (European Pressurized water Reactor), développé par Framatome, Siemens, EDF et un groupement d'électriciens allemands.

En février 1995, les industriels ont engagé la phase d'avant-projet détaillé (basic design) en vue de préciser davantage les choix techniques effectués et de répondre aux demandes des Autorités de sûreté française et allemande.

Au cours de l'année 1996, la DSIN et le BMU ont conjointement :

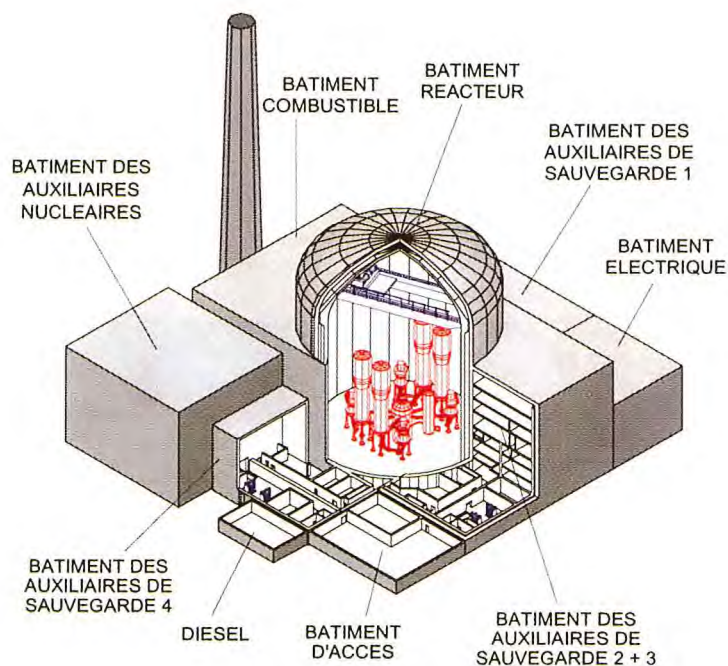
- renforcé leur suivi du projet : dès réception des dossiers transmis régulièrement par les industriels, les Autorités de sûreté communiquent aux comités d'experts qui seront consultés une liste des principales interrogations à lever. Les

Autorités de sûreté rendent ensuite leurs décisions sur la base notamment des réponses fournies par les comités d'experts à ces interrogations ;

- pris position sur un certain nombre de thèmes importants : exclusion de rupture du circuit primaire principal, injection de sécurité, agressions internes ;

- commencé à étudier la forme que pourrait prendre leur coopération dans le cas où les industriels engageraient une nouvelle phase à l'issue de l'avant-projet détaillé qui devrait s'achever en 1997.

Enfin, la DSIN a fait savoir que les accords donnés actuellement par les Autorités de sûreté française et allemande ne pourront s'appliquer à la prochaine génération de réacteurs que si celle-ci voit le jour à court terme, c'est-à-dire avant 2002 pour la commande d'une première tranche. Si la décision des exploitants conduisait à décaler sensiblement cette première commande, il conviendrait de réexaminer les exigences de sûreté actuellement énoncées, pour tenir compte de l'évolution des connaissances et des pratiques en matière de sûreté nucléaire.



Vue générale de l'îlot nucléaire du projet EPR

4 Les anomalies de fonctionnement des grappes de commande des réacteurs à eau sous pression

Depuis le mois d'août 1995, dix incidents de mauvais fonctionnement de grappes de commande ont été recensés en France.

Le blocage inexplicable d'une grappe d'arrêt survenu en avril 1996 lors d'un arrêt d'urgence du réacteur 1 de Belleville a été reclassé au niveau 2 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES par la DSIN en juillet. Les autres incidents relèvent des niveaux 0 ou 1 de l'échelle INES.

Bien que n'ayant pas d'origine unique ni, à ce jour, de conséquences réelles sur la sûreté, ils constituent une menace sérieuse pour la maîtrise de la réaction nucléaire, qui est une des trois fonctions primordiales de la sûreté. Ils ont eu d'ailleurs des conséquences importantes sur le fonctionnement des réacteurs directement concernés du fait de la nécessité de prendre des mesures correctives à court terme. Des incidents du même type que ceux rencontrés en France ont également eu lieu en Suède, aux Etats-Unis et en Belgique.

Compte tenu de l'importance de ces incidents, l'Autorité de sûreté a tenu régulièrement informé le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires.

Cinq de ces incidents sont dus à la détérioration d'une vis à l'intérieur du mécanisme de commande qui assure l'insertion ou l'extraction des grappes. Pour trois autres incidents, la cause demeure inexplicée à ce jour, et des expertises menées par l'exploitant se poursuivent. Les deux derniers incidents ont trait à des difficultés d'insertion des grappes en fin de chute, vraisemblablement dues à une déformation des assemblages combustibles.

Ces incidents sont différents de ceux survenus sur la centrale chinoise de Daya Bay en 1995, où, lors d'essais de temps de chute, certaines grappes chutaient dans le cœur dans un temps légèrement supérieur au critère spécifié dans les règles générales d'exploitation. Les investigations menées avaient conclu que la nouvelle conception des tubes guidant les grappes induisait un ralentissement de ces grappes au début de leur chute. Les tubes-guides des réacteurs de 1450 MWe analogues à ceux montés à Daya Bay ont été remplacés en 1996.

Les dégradations des vis du mécanisme de commande

Des anomalies affectant les grappes et se traduisant par des déplacements incontrôlés (chutes partielles ou déplacements insuffisants lors de manœuvres), puis par un blocage des grappes, ont été constatées sur les réacteurs de Nogent 1, Nogent 2 et Saint-Alban 2 en 1995, ainsi que sur Belleville 2 et Paluel 3 en 1996. Ces incidents ont été classés au niveau 0 de l'échelle INES.

Les investigations menées par l'exploitant ont mis en évidence, dans les cinq cas, la rupture d'une petite vis d'un diamètre de 5 mm à l'intérieur du mécanisme de commande. La tête de la vis rompue, en venant au contact d'autres pièces du mécanisme, induit dans un premier temps des dysfonctionnements lors du mouvement de la grappe, puis son blocage. Ces anomalies, circonscrites à ce jour aux réacteurs de 1300 MWe, pourraient s'étendre aux mécanismes des réacteurs de 1450 MWe, qui présentent une conception similaire.

Au vu de ces constats, la DSIN s'est attachée à ce qu'EDF :

- renforce son programme de surveillance en exploitation afin de détecter au plus tôt des blocages susceptibles de survenir ;
- définisse un programme d'examen et de contrôle des grappes de commande lors des arrêts pour entretien de 1997 ;
- définisse une stratégie globale et cohérente de traitement de ces dysfonctionnements au-delà de 1997, tenant compte des modifications techniques à réaliser, des mécanismes neufs actuellement en commande, des délais de fabrication et de mise en œuvre.

EDF a indiqué à la fin de 1996 que des contrôles préventifs des mécanismes auraient lieu en 1997 et que des remplacements seraient effectués en 1998.

Les blocages d'origine non connue à ce jour

Le 14 octobre 1995 sur Paluel 3, et le 6 avril 1996 sur Belleville 1 lors d'un arrêt automatique du réacteur, une grappe devant participer à l'étouffement de la réaction nucléaire est restée en position haute. Le 27 juillet 1996, lors de la réali-

sation d'un essai consistant à vérifier la manœuvrabilité des grappes sur Belleville 1, la même grappe que lors de l'incident du 6 avril n'a pas répondu à la manœuvre.

Hormis l'incident de Belleville 1 du 6 avril 1996 reclassé au niveau 2, ces incidents ont été classés au niveau 1 de l'échelle INES

Des investigations et des expertises sont en cours sur l'ensemble des éléments des grappes de commande et des assemblages combustibles. Elles n'ont pas à ce jour mis en évidence d'éléments particuliers permettant de déterminer l'origine de ces anomalies.

Un dispositif de surveillance a été mis en place par EDF.

Les anomalies d'insertion des grappes dans leur amortisseur

Le 17 octobre, sur le réacteur 3 de Paluel, lors d'un essai de temps de chute, cinq grappes ne se sont pas insérées complètement dans leur amortisseur, système qui permet de ralentir les grappes lors de leur arrivée en bas du cœur. Le 16 novembre, sur le réacteur 1 de Belleville, lors d'un essai du même type, cinq grappes sont arrivées en fin de chute avec une vitesse quasiment nulle, alors qu'ordinairement un rebond de la grappe est constaté en fin de course.

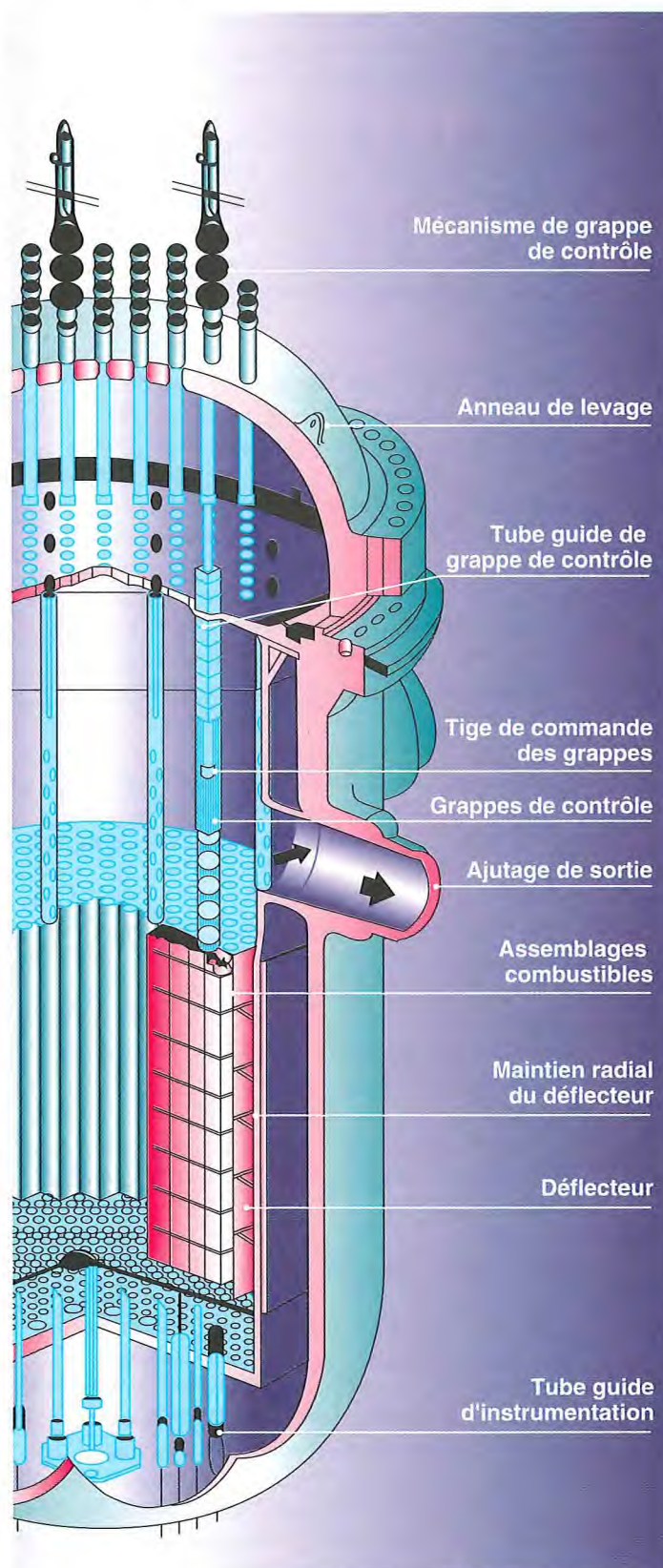
Bien qu'aucun critère de sûreté ne soit associé au temps de chute dans l'amortisseur, la DSIN a jugé cet incident préoccupant : Paluel 3 et Belleville 1 sont des réacteurs ayant cumulé les trois types de dysfonctionnement mentionnés.

Les premières investigations menées par EDF ont conclu à un freinage des grappes de commande en fin de course dû à des déformations d'assemblages combustibles. Des anomalies similaires se sont déjà produites à Nogent en octobre 1995, ainsi qu'à l'étranger, à Doel en Belgique notamment, où une grappe s'est bloquée légèrement avant son entrée dans l'amortisseur. Des déformations d'assemblages avaient été également observées à Ringhals en Suède en 1994.

En l'attente d'une stratégie nationale d'EDF, la DSIN a examiné au cas par cas ces incidents. Elle a imposé une surveillance renforcée et un arrêt anticipé pour Paluel 3 et des contrôles complémentaires des assemblages en préalable au redémarrage de Belleville 1.

EDF a proposé à la fin du mois de décembre des dispositions applicables à l'ensemble du parc.

Elles comprennent en particulier la modification des plans de chargement en combustible afin de limiter l'occurrence des dysfonctionnements.



Grappes de commande des REP

5 L'évolution dans le temps des installations nucléaires

L'évolution dans le temps des installations existantes et leur adaptation aux nouvelles exigences de sûreté sont un sujet de préoccupation de la DSIN. D'une manière générale, la DSIN s'assure que la sûreté des installations est maintenue en dépit de leur vieillissement, et que leur arrêt définitif est s'il y a lieu anticipé par les exploitants, et décidé à bon escient. La DSIN s'assure également que les installations sont maintenues en conformité avec leur conception initiale ou sont modifiées chaque fois que nécessaire pour prendre en compte les exigences nouvelles de sûreté et les enseignements de l'exploitation passée.

Le vieillissement des installations

EDF envisage de prolonger la sûreté de vie de ses centrales jusqu'à 40 ans, voire davantage. L'Autorité de sûreté lui a demandé de justifier ce souhait au plan technique, en particulier d'évaluer, en fonction de leur état actuel, la durée de vie des matériels type par type et des réacteurs.

Du point de vue de la DSIN, un effort important de développement de moyens d'inspection et de réparation de matériels doit être fourni par EDF dans les prochaines années afin d'être en mesure de préciser le diagnostic au moment le plus sensible, c'est-à-dire quand les réacteurs approcheront de leurs 30 ans d'exploitation.

Il convient enfin de souligner l'importance de la radioprotection dans l'exploitation et la surveillance des réacteurs. La robotisation de certaines opérations, ainsi que la prévention des aléas d'exploitation qui peuvent conduire à salir certains locaux, doivent être fortement développées.

En ce qui concerne le réacteur Phénix, les contrôles entrepris à la demande de la DSIN, d'abord sur les tuyauteries secondaires puis sur les principaux composants de la chaîne principale d'évacuation de la puissance, ont permis de mettre en évidence de nombreux défauts à caractère plus ou moins évolutif ; symptomatiques de choix mal appropriés effectués dès la conception, ceux-ci ont conduit l'exploitant, désireux d'utiliser l'installation encore une dizaine d'années, à procéder à des réparations, modifications et remplacements de certains composants.

Enfin, en ce qui concerne les laboratoires de recherche et les usines du cycle du combustible, il faut noter que certaines de ces installations ont été créées il y a plus de quarante ans et sont encore en exploitation aujourd'hui. La DSIN attache donc une attention particulière à ce que le CEA et COGEMA assurent un contrôle satisfaisant des composants de ces installations qui ont été soumis à des contraintes diverses d'origine thermique, radioactive, chimique, etc.

La réévaluation de sûreté des installations.

A EDF, l'objectif poursuivi à la fin des années 1980 pour la réévaluation de sûreté des six réacteurs à eau sous pression de 900 MWe les plus anciens (les deux réacteurs de Fessenheim et les réacteurs 2 à 5 du Bugey) était d'identifier les écarts relatifs à la sûreté entre leur conception et leur mode l'exploitation et ceux de Chinon B4, dernier réacteur de 900 MWe ayant été mis en service.

La réévaluation en cours pour l'ensemble des 34 réacteurs de 900 MWe prévoit, outre une *mise à niveau* ciblée par rapport aux réacteurs plus récents, un examen de la conformité des installations à leur conception et leur réalisation initiale. La DSIN considère que ce point est crucial pour la bonne connaissance de l'état des installations, compte tenu des incidents divers survenus ces dernières années, notamment la dégradation des tirants de puits de cuve.

Comme pour les réacteurs à eau sous pression, les installations du cycle du combustible, ainsi que les laboratoires et réacteurs de recherche, font l'objet de réévaluations de sûreté.

Dans le cadre de ces réévaluations de sûreté, qui sont l'occasion de réexaminer la sûreté globale des installations, le retour d'expérience en exploitation est important. Ce retour d'expérience s'appuie sur les modifications apportées à l'installation, sur l'analyse détaillée des incidents, sur les bilans radiologiques de production d'effluents et de déchets. La mise en perspective des inspections réalisées par la DRIRE territoriale-ment compétente et la DSIN apporte un éclairage très utile à cet examen.

En 1996, plusieurs ateliers anciens de l'établissement COGEMA de la Hague ont fait l'objet d'une réévaluation de sûreté. Ce sera également le cas en 1997 pour le réacteur de recherche Orphée (Saclay) et le réacteur à haut flux (ILL Grenoble), puis ultérieurement les réacteurs Osiris et Isis (Saclay).

Dans ce cadre, la tenue au séisme des bâtiments à risques radiologiques est particulièrement étudiée par la DSIN. En effet, les niveaux de séisme à prendre en compte ainsi que les méthodes d'évaluation des conséquences d'un séisme ont évolué. A titre d'exemples, cet examen a conduit

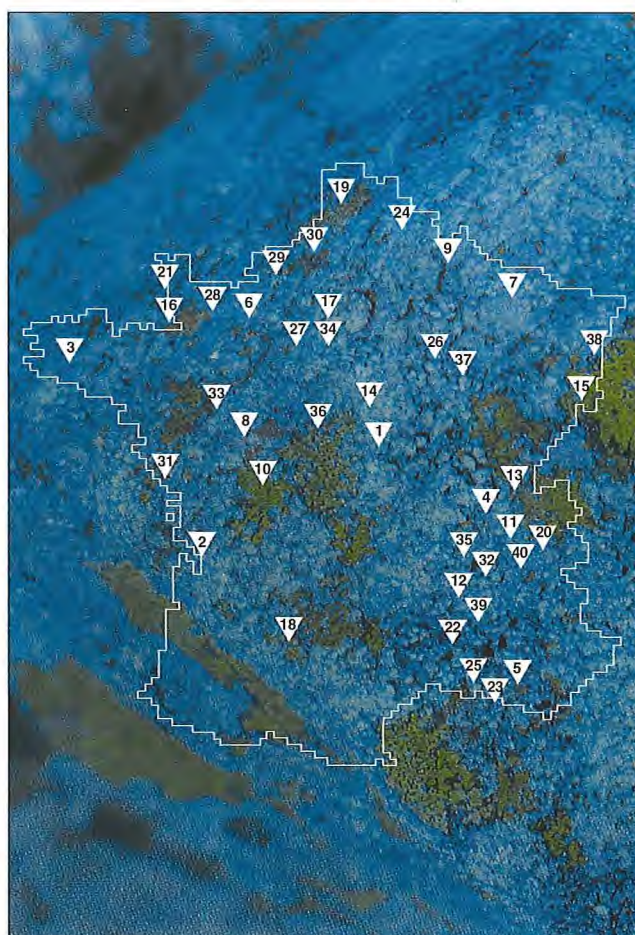
à programmer peu après l'an 2000 l'arrêt de l'Atelier de technologie du plutonium (ATPu) situé à Cadarache, et à réduire la puissance thermique entreposée dans la piscine NPH de la Hague par rapport à celle prévue lors de la conception initiale.

De même, les études de réévaluation du réacteur Phénix vis-à-vis du risque sismique réactualisé du site de Marcoule, entreprises depuis plusieurs années, vont conduire à court terme l'exploitant à entreprendre des travaux de renforcement importants sur certains bâtiments auxiliaires du réacteur.

Les installations nucléaires

- 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 Soulaïnes-Dhuys ■
- 38 Strasbourg ○
- 39 Tricastin / Pierrelatte ▲ ■ ● ○
- 40 Veurey-Voroize ■ ■

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



6 La préparation à la gestion d'une crise nucléaire

L'effort constant fourni pour prévenir les accidents sur les installations nucléaires n'empêche pas de se préparer à agir pour affronter les conséquences d'un accident éventuel, même peu probable. Les plans d'urgence interne (PUI), établis par les exploitants afin d'intervenir correctement en cas d'accident, figurent ainsi parmi les documents de sûreté exigés par le décret du 11 décembre 1963. De même, les préfets doivent élaborer des plans particuliers d'intervention (PPI) autour des principales installations nucléaires de base situées dans leur département, afin de prévoir les mesures les plus appropriées pour limiter les conséquences d'un rejet radioactif accidentel sur la population.

Cette préparation à la gestion d'un accident nucléaire, assez similaire à celle concernant d'autres types de risques technologiques, est complétée par une organisation spécifique au niveau national, impliquant en particulier la DSIN et son appui technique l'IPSN. Cette organisation, qui a peu d'occasions d'être testée en situations réelles, justifie la réalisation d'exercices réguliers d'ampleur variée, afin d'entraîner les personnes et d'identifier les dysfonctionnements.

Dans le domaine de la préparation à la gestion d'une crise nucléaire en France, l'année 1996 a été particulièrement riche, et marquera certainement l'action des pouvoirs publics et des exploitants pour les années à venir.

Le développement des exercices de crise nucléaire

L'année 1996 a été marquée par la participation d'un plus grand nombre d'acteurs aux exercices initiés par la DSIN avec les exploitants d'installations nucléaires :

- au niveau national, avec la Direction générale de la santé et l'OPRI, dont le centre de crise est opérationnel depuis le 28 juin 1995, et avec la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) créée en août 1995 au sein de la Direction de la sécurité civile ;
- au niveau local, avec la mise en œuvre presque systématique d'actions réelles impliquant une partie de la population et des élus autour des sites nucléaires, afin de tester les mesures de protection du public prévues dans les PPI (alerte, confinement, distribution d'iode stable, évacuation...)

Ce développement, même s'il crée de nouvelles contraintes dans la réalisation des exercices, est tout à fait bénéfique par le réalisme accru et par la nouvelle prise de conscience du public et des élus concernés par le risque nucléaire qu'il permet.

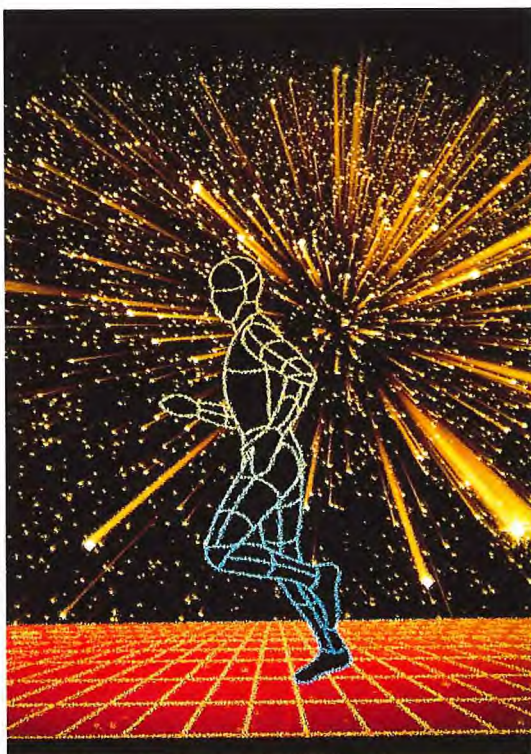
Deux exercices particuliers, organisés par le Secrétariat général du Comité interministériel de la sécurité nucléaire, ont en outre permis d'aborder le sujet des actions post-accidentelles devant conduire au retour à la vie normale, et de tester les capacités de chaque pays à échanger des informations en cas d'accident sur une installation nucléaire.

Les enseignements retirés de ces exercices sont nombreux, tant sur la façon de les préparer pour en améliorer l'intérêt que sur l'organisation mise en place par les pouvoirs publics en cas de crise nucléaire. Les principaux axes de progrès retenus pour 1997 sont les suivants :

- améliorer le rôle de l'expertise technique dans le processus de décision des mesures de protection de la population, de façon à pouvoir prévoir l'évolution d'un accident à la fois rapidement et avec précision ;
- faire évoluer les mesures de protection du public vers un plus grand réalisme, en intégrant les réactions prévisibles de la population et les difficultés de mise en œuvre de ces mesures, et en tenant compte de la diversité des situations accidentelles envisageables ;
- mieux préparer les conditions de retour à la vie normale après un accident, compte tenu des conséquences différées (contamination de personnes, du sol, de l'eau...) des rejets radioactifs accidentels ;
- améliorer la coordination des acteurs en matière d'information du public et des médias.

La distribution préventive de comprimés d'iode stable

Un accident grave survenant sur un réacteur nucléaire peut entraîner le rejet d'iode radioactif qui, s'il est inhalé, se fixe préférentiellement sur la glande thyroïde et peut être à l'origine d'un cancer de cet organe. Afin de réduire ce risque en cas de rejet radioactif, il est prévu de faire consommer de l'iode stable à la population présente à proximité du site, de façon à saturer la thyroïde et l'empêcher d'assimiler l'iode radioactif.



Jusqu'à présent, les PPI prévoyaient que la population concernée serait approvisionnée en iode stable juste au moment où surviendrait l'accident, à partir d'un stock de comprimés généralement détenu par l'exploitant du site nucléaire.

Les observations menées autour de la centrale de Tchernobyl après l'accident de 1986 ont montré la nécessité de consommer rapidement de l'iode stable avant le début des rejets. D'autre part, les tests menés lors d'exercices en 1995 et en 1996 ont montré qu'il était difficile d'assurer une distribution d'iode stable au moment où l'accident survient.

Le Gouvernement a donc décidé en 1996 d'engager un processus de distribution préventive de comprimés d'iode aux populations voisines des centrales nucléaires. Des expériences pilotes destinées à tester différents modes de distribution ont été réalisées autour de quatre sites nucléaires (Saint-Alban, Fessenheim, Chooz et Golfech) dès le second semestre 1996. Le dispositif de distribution devrait être opérationnel pour l'ensemble des sites concernés en France à partir de 1997.

L'Autorité de sûreté, très favorable à cette évolution, a été étroitement associée aux réflexions interministérielles nécessaires à la préparation de cette distribution préventive. Au delà de l'amélioration apportée à la protection de la population, l'intérêt de cette mesure est, comme pour le développement des exercices, une meilleure sensibilisation du public et des élus au risque nucléaire et au rôle qu'ils auraient à tenir en cas d'accident.

7 Les déchets radioactifs

La gestion des déchets radioactifs englobe un ensemble d'opérations qui commencent au niveau de la production de ces déchets au sein des installations nucléaires pour se terminer au stade du stockage définitif, en passant par les phases de traitement, de transport et d'entreposage provisoire. Ces opérations, qui sont effectuées par des acteurs différents, sont liées entre elles. Elles constituent un système qu'il convient d'optimiser sur le plan de la sûreté, en prenant en compte simultanément l'ensemble des interactions.

En 1996, l'Autorité de sûreté s'est attachée, par ses actions, à veiller à une bonne prise en compte par les différents acteurs de cette préoccupation de sûreté et de cohérence.

La gestion de l'héritage

La volonté d'amélioration des gestions passées doit se concrétiser dans le travail de reprise et de conditionnement de déchets anciens par les producteurs de déchets, ainsi que dans l'assainissement de certains sites à démanteler. Des programmes de grande ampleur, dont certains éléments ont été précisés en 1996, doivent être mis en œuvre dans les années à venir par le CEA, COGEMA et EDF.

La DSIN s'attachera à ce que soit clairement définie la planification de ces programmes, afin qu'elle prenne bien en compte les priorités de sûreté.

Par ailleurs, au cours de l'année 1996 a été engagée la procédure relative au passage en phase de surveillance du Centre de stockage de la Manche. Ce Centre, créé en 1969 et géré par l'ANDRA, était destiné aux déchets de faible et moyenne activité à vie courte. Les spécifications d'acceptation des colis de déchets avaient été renforcées au cours du temps, notamment par la notification par la DSIN à l'ANDRA de nouvelles règles plus strictes en 1979, puis 1985. Après enquête publique et expertise par une commis-

sion spécialement nommée à cette fin, il a été décidé de modifier certaines des modalités de couverture et de surveillance du Centre, ce qui conduira à une nouvelle enquête publique en 1997.

La mise en place de solutions d'attente

Le problème du devenir d'un certain nombre de déchets, notamment de haute activité, n'a pas reçu à l'heure actuelle de solution définitive. En effet, même si un consensus international s'est dégagé en faveur d'un stockage souterrain, il n'existe aujourd'hui nulle part dans le monde de stockage profond pour les recevoir.

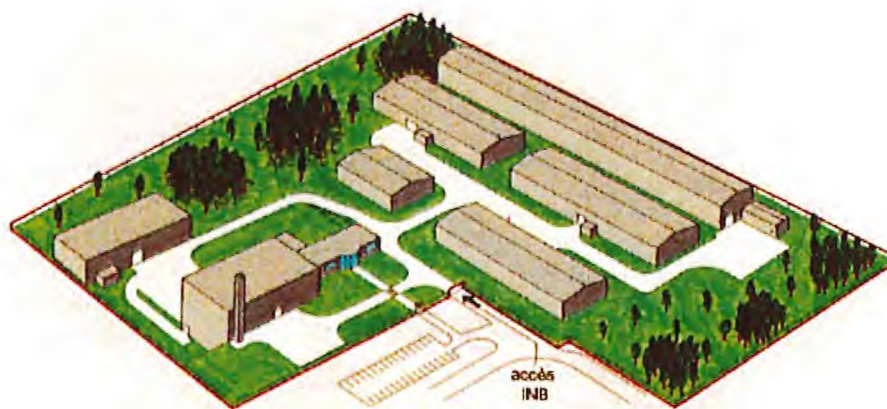
Les producteurs de déchets doivent donc mettre en place des solutions d'attente satisfaisantes (entreposage). Dans cette optique, le CEA a présenté en 1996 un projet d'entreposage sur le site de Cadarache (CEDRA) qui sera soumis à enquête publique en 1997. De telles opérations présentent néanmoins un risque, que la DSIN s'attache à éviter : que ces solutions provisoires se transforment, par passivité, en solution définitive.

La préparation de l'avenir

L'année 1996 a vu progresser à la fois les études sur les déchets de très faible activité et ceux de haute activité. Pour les premiers, dans le cadre de la réflexion initiée par la DSIN avec les administrations et producteurs concernés, un concept de stockage spécialisé a été défini par les industriels. Pour les seconds, à la suite de l'avis formulé par la DSIN en avril 1996 et de l'autorisation du Gouvernement, l'ANDRA a déposé trois demandes d'autorisation d'installation et d'exploitation de laboratoires souterrains, qui seront soumises à enquête publique en 1997. Ces laboratoires, à l'instar des études sur le conditionnement-entreposage en surface et la séparation-transmutation, font partie des axes de recherche définis par la loi du 30 décembre 1991.

Ces différents aspects feront l'objet d'un suivi attentif de la part de l'Autorité de sûreté au cours de l'année 1997. La DSIN veillera par ailleurs, en ce domaine comme en d'autres, à développer une bonne coordination avec les autres services ministériels intéressés, ainsi qu'avec le Haut Commissaire à l'énergie atomique, Autorité de sûreté des INB secrètes. Une action commune avec ce dernier concernera la création en 1997 d'un groupe de travail sur les options de gestion des déchets tritiés.

Enfin, il convient de rappeler que le public et les élus sont des acteurs essentiels. Toute politique de gestion des déchets qui n'est pas acceptée par eux est vouée à l'échec. Il appartient donc aux industriels, d'une part, et aux pouvoirs publics, d'autre part, de les informer, de leur présenter des solutions a priori acceptables et de les associer aux débats nécessaires. C'est un point auquel l'Autorité de sûreté veille tout particulièrement.



Cadarache : schéma du projet CEDRA

8 La sûreté du démantèlement des installations nucléaires

Jusqu'à une période récente, ce sont principalement en France des installations de petite taille, laboratoires ou réacteurs de recherche, qui ont fait l'objet de travaux d'assainissement et de démantèlement en vue de leur déclassement administratif. L'arrêt définitif de production de la centrale de Brennilis (EL4) en 1985, des différentes tranches de la filière graphite-gaz (Chinon A, Saint-Laurent A, Bugey 1) de 1985 à 1996 et du prototype de réacteur à eau sous pression du site de Chooz en 1991 marque le début d'une nouvelle ère. L'Autorité de sûreté considère que les démantèlements de ces installations ont valeur d'exemple. Ils sont l'occasion d'acquiescer un retour d'expérience qui pourra être utilisé lors de l'arrêt progressif dans les décennies à venir des réacteurs à eau sous pression mis en service pendant les années 80 et 90 ainsi que des usines du cycle du combustible.

La taille de ces installations, les volumes de déchets et la radioactivité résiduelle mis en jeu posent la question du devenir des installations nucléaires en fin de vie en des termes spécifiques du point de vue de la sûreté. Les réflexions sur cette question se nourrissent non seulement des expériences françaises, mais également des discussions sur le sujet au niveau international (AIEA, Etats-Unis, Allemagne...).

Les principaux points à considérer sont :

la stratégie de démantèlement

EDF se propose d'adopter pour ses réacteurs de puissance une stratégie consistant à évacuer dans un premier temps les matières fissiles, à enlever les parties facilement démontables et à réduire au minimum la zone confinée de l'installation. Ce ne serait qu'après une période d'attente de 50 ans sous surveillance, permettant de réduire la radioactivité résiduelle de l'installation, qu'EDF procéderait à son démantèlement complet. Selon EDF, cette attente pourrait également être mise à profit pour améliorer les techniques de démantèlement en profitant des progrès techniques attendus dans le futur.

Du point de vue de la sûreté, il convient de trouver le meilleur terme entre une attente qui diminue le risque d'exposition aux rayonnements ionisants et un vieillissement des installations qui nécessite une surveillance et une maintenance à long terme appropriées et qui peut

conduire à des incertitudes sur l'état des installations. Les choix qui sont faits dans ce domaine doivent être justifiés et résulter d'une analyse minutieuse de tous les paramètres à prendre en compte.



La centrale de Brennilis

la radioprotection lors des opérations de démantèlement

Même si le risque d'exposition est minimisé par une évacuation rapide des matières nucléaires dès la cessation définitive d'exploitation, il reste dans les installations des zones contenant des matières contaminées ou activées. Le démantèlement de ces zones nécessite une étude approfondie afin d'optimiser, conformément au principe ALARA*, les doses reçues par le personnel.

la gestion des déchets

Le démantèlement des installations nucléaires est à l'origine d'une quantité importante de déchets, sans commune mesure avec les quantités produites en exploitation. Ce sont ces déchets, principalement des déchets de très faible radioactivité, et la façon dont ils seront gérés qui contribueront pour la plus grande part à l'impact du démantèlement des installations nucléaires sur l'environnement. Conformément à la loi de 1975 relative à l'élimination des déchets et la récupération des matériaux, les exploitants des installations nucléaires en démantèlement, en tant que producteurs de déchets, sont responsables de leur gestion jusqu'à leur élimination. Il doivent notamment en assurer la traçabilité.

* ALARA : As Low As Reasonably Achievable

L'intervention de sous-traitants

La taille des chantiers de démantèlement et le type de travaux à mettre en œuvre, essentiellement de déconstruction, conduisent les exploitants nucléaires à faire appel à la sous-traitance à des entreprises extérieures. L'Autorité de sûreté reste attentive à ce que cette organisation, qui peut conduire à une spécialisation bénéfique des acteurs, n'entraîne pas cependant une déresponsabilisation des exploitants nucléaires, qui en dernier ressort restent seuls comptables du bon déroulement des travaux.

La DSIN veille à ce que l'ensemble de ces sujets soit pris en considération par les exploitants d'installations nucléaires lorsqu'ils définissent leur stratégie de démantèlement puis les modalités pratiques des travaux correspondants. Ainsi, les autorisations de démantèlement partiel du dernier réacteur UNGG de Chinon et du réacteur de la filière à eau lourde EL4, accordées en 1996 par décret, ont été l'occasion pour la DSIN de s'assurer, tant au moment de l'instruction des dossiers que par la rédaction des prescriptions techniques, que ces préoccupations ont bien été prises en compte. La DSIN a notamment fait inscrire dans le décret concer-

nant EL4 l'obligation pour l'exploitant de présenter sous trois ans une étude de démantèlement définitif accéléré.



les risques classiques

Les risques d'origine nucléaire mis en jeu en phase de démantèlement sont plus faibles qu'en phase d'exploitation. L'importance relative des risques classiques s'en trouve accrue. De ce point de vue, le démantèlement, qui s'apparente à un grand projet de travaux publics s'étalant sur plusieurs années, voire plusieurs dizaines d'années, présente les risques d'accidents du travail classiques sur ce type de chantier.

9 La sûreté nucléaire à l'Est

Les axes prioritaires de l'assistance aux pays de l'Est dans le domaine de la sûreté nucléaire ont été définis au sommet du G7 (regroupant les sept pays les plus industrialisés du monde) à Munich en juillet 1992 :

- contribuer à améliorer la sûreté en exploitation des réacteurs existants ;
- soutenir financièrement les actions d'amélioration qui peuvent être apportées à court terme aux réacteurs les moins sûrs, en échange d'engagements précis de fermeture ;
- améliorer l'organisation du contrôle de la sûreté, en distinguant les responsabilités des différents intervenants et en renforçant le rôle et les compétences des Autorités de sûreté locales.

Les deux premiers thèmes relèvent principalement des compétences des organismes techniques de sûreté, des exploitants de centrales nucléaires et des industriels, ainsi que des organismes internationaux de financement. La DSIN participe au troisième par l'intermédiaire des programmes financés par l'Union européenne au sein des budgets PHARE et TACIS : ce sont les programmes du Regulatory Assistance Management Group (RAMG) qui réunit les Autorités de sûreté des pays de l'Union en un consortium. Les programmes dans lesquels la DSIN, avec l'IPSN, est impliquée, concernent la Russie, l'Ukraine, la Slovaquie, la République Tchèque et la République Slovaque.

La DSIN a de plus conclu plusieurs accords bilatéraux complémentaires des programmes de l'Union européenne et dont l'objectif est de pou-

voir répondre rapidement aux demandes ponctuelles exprimées par les pays concernés.

Plusieurs événements positifs ont marqué l'année 1996 :

- le sommet de Moscou, qui a réuni en avril les pays du G7 et la Russie, a consacré une partie de ses travaux à la sûreté nucléaire : à cette occasion a été réaffirmée la priorité absolue à donner à la sûreté sur toute autre considération ;
- la Bulgarie a accepté d'effectuer des prélèvements sur la cuve de la tranche 1 du réacteur de Kozloduy afin d'évaluer son état de fragilisation. Les résultats obtenus montrent que le réacteur peut continuer à fonctionner un certain temps sans qu'il soit nécessaire de réaliser un recuit de la cuve ;
- le gouvernement ukrainien avait annoncé que la tranche 1 du réacteur de Tchernobyl serait définitivement arrêtée à la fin de 1996. Cet engagement a été tenu puisque l'arrêt définitif a eu lieu le 30 novembre.

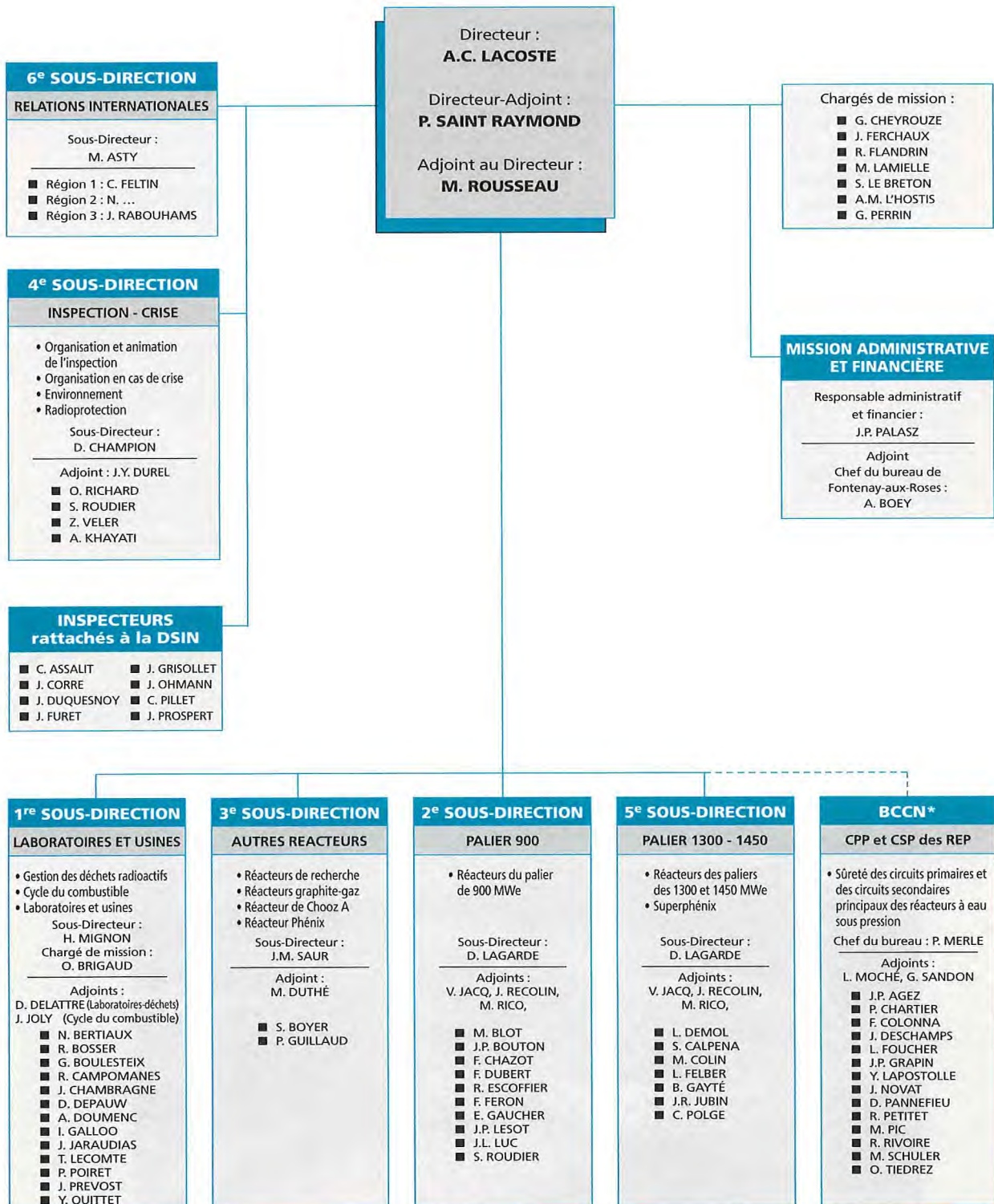
Ces résultats positifs ne doivent pas masquer la situation réelle de la sûreté nucléaire dans certains pays d'Europe de l'Est. En particulier, quelles que soient les modifications apportées aux réacteurs les plus anciens, et en particulier aux réacteurs RBMK, ceux-ci ne pourront pas être amenés au même niveau de sûreté que les réacteurs occidentaux contemporains. Obtenir leur fermeture définitive à brève échéance doit rester un objectif prioritaire, même s'il est difficile à atteindre dans la situation économique présente.



Centrale de Greifswald (ex RDA) actuellement en cours de démantèlement

Direction de la sûreté des installations nucléaires

Organigramme au 1^{er} février 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

Photos : AIEA, M. ASTY, CEA, COGEMA La Hague, P. DEMAIL, EDF (P. Bérenger, M. Brigaud, R. De Seynes, J.F. Lecocguen, M. Morceau, C. Pauquet), FOTOGRAM STONE (C. Thatcher), IMAGE BANK (G. Heisler, R. Lockyer, C. Alan Wilton), PICTOR, ZLN

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