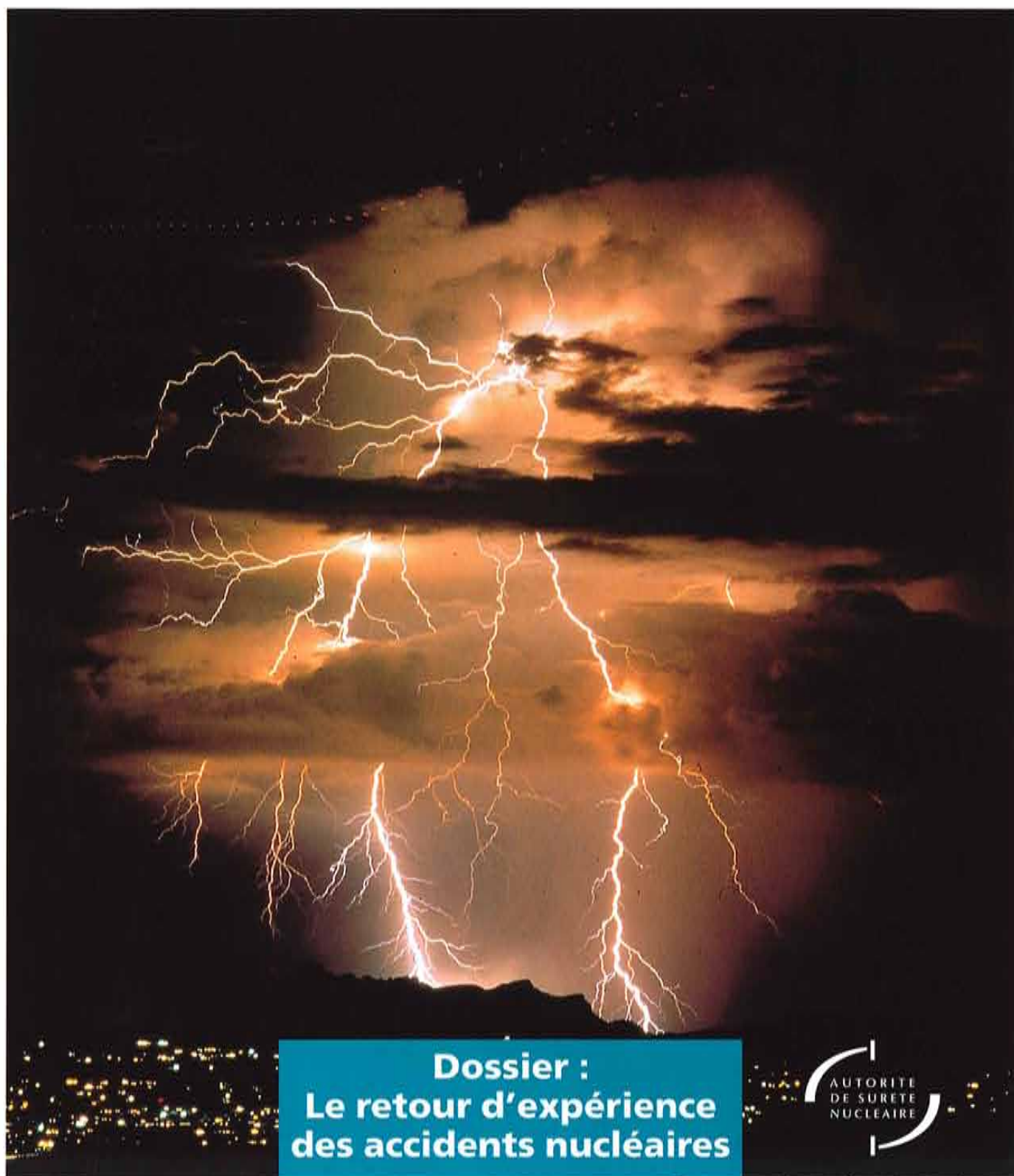


# CONTRÔLE

LA REVUE  
DE L'AUTORITÉ  
DE SÛRETÉ  
NUCLÉAIRE  
N°110  
AVRIL 96



**Dossier :**  
**Le retour d'expérience  
des accidents nucléaires**



# Les installations

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



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

Ce numéro 110 de la revue «Contrôle» est daté d'avril 1996, et sera publié à la fin de ce mois. Sa publication coïncide donc avec le dixième anniversaire de la catastrophe de Tchernobyl, survenue le 26 avril 1986. Il était impossible d'imaginer que cet anniversaire n'influe pas sur le dossier de Contrôle.

Nous avons pris le parti de choisir comme thème du dossier le retour d'expérience des accidents nucléaires, dont celui de Tchernobyl. Au delà du tragique, du sensationnel et de l'événemental, la simple analyse des accidents passés doit nous inciter à rester humbles et vigilants.

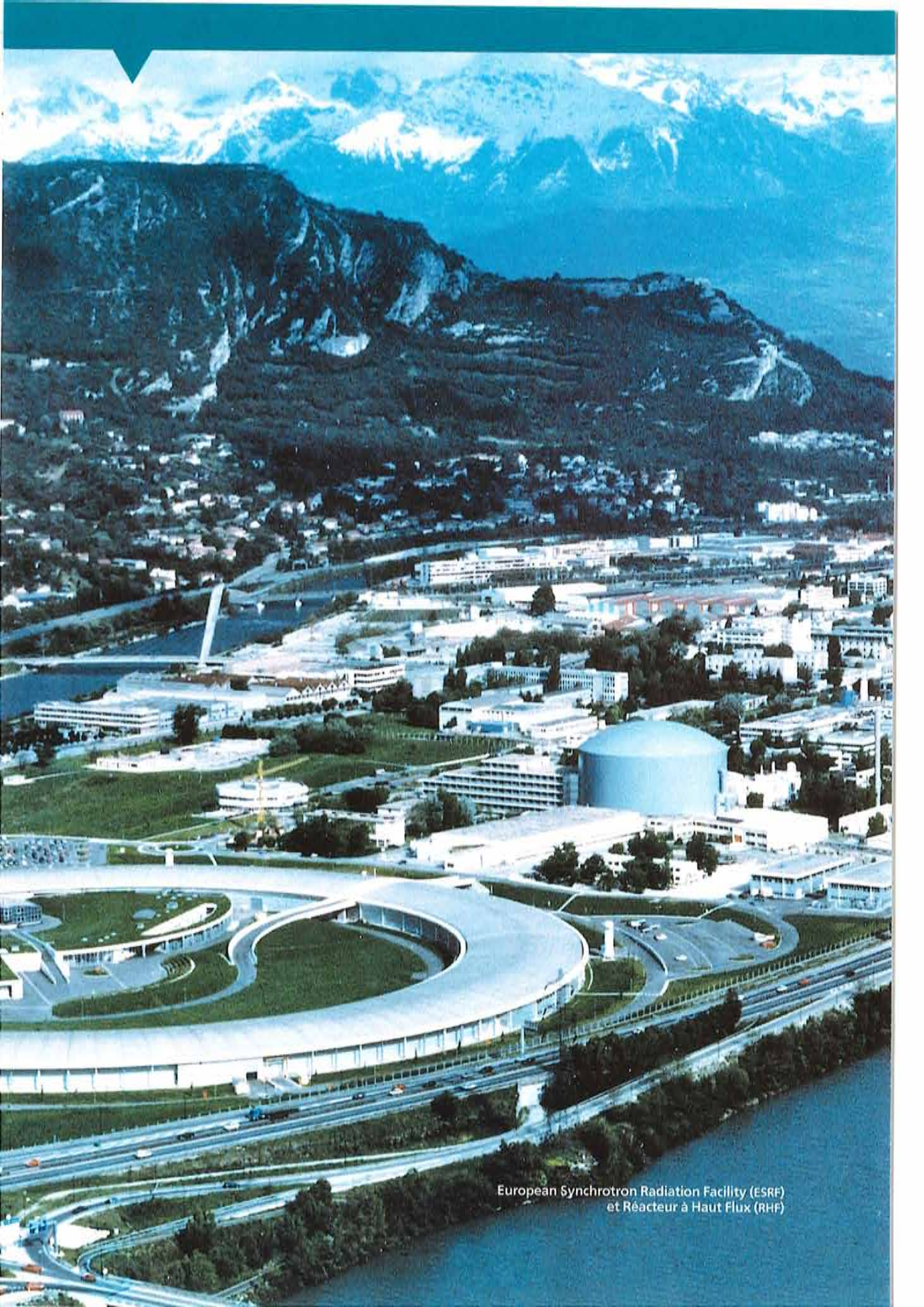
André-Claude Lacoste  
Directeur de la sûreté  
des installations nucléaires



## Sommaire

- 2 Les installations
- 19 En bref... France
- 23 Relations internationales
- 26 Dossier : Le retour d'expérience des accidents nucléaires





European Synchrotron Radiation Facility (ESRF)  
et Réacteur à Haut Flux (RHF)

## 0299 - Eau de saleté refroidie

*Au cours des mois de janvier et février, aucun événement n'a été classé au niveau 2 (ou au-dessus) de l'échelle internationale des événements nucléaires INES. Dix-huit événements ont été classés au niveau 1, dont 16 dans les centrales et 2 dans les autres installations : ils ont 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, 92 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 les différents exploitants d'un même site géographique.*

### Anomalie Générique

#### Dégradation des plaques entretoises des générateurs de vapeur (mise à jour)

En avril 1995, lors des contrôles habituellement effectués pendant l'arrêt pour rechargement du réacteur 2 de Fessenheim, une dégradation de la plaque entretoise supérieure a été constatée sur deux des trois générateurs de vapeur (voir Contrôle n° 105, 106 et 107).

Les générateurs de vapeur sont des échangeurs de chaleur comportant environ 3000 tubes verticaux en forme de U, soutenus par huit plaques entretoises. Celles-ci permettent de maintenir l'écartement entre les tubes, de limiter leurs vibrations en fonctionnement normal et d'éviter leur rupture lors d'événements accidentels, par exemple un séisme. Sur les générateurs de vapeur de Fessenheim 2, les plaques entretoises sont en acier ferritique.

Du fait des dégradations observées, une douzaine de tubes ne sont plus soutenus par la plaque entretoise supérieure sur le générateur de vapeur le plus affecté.

Les investigations complémentaires, menées par l'exploitant, ont permis de préciser que le nettoyage chimique de ces générateurs de vapeur, réalisé en 1992, était à l'origine de ces dégradations.

Le réacteur 2 de Fessenheim a été autorisé le 13 juin à redériver pour un an, après mise hors service par bouchage à titre provisoire d'une centaine de tubes sur chacun des générateurs de vapeur concernés.

Depuis cette découverte, l'exploitant a apporté une attention particulière à l'analyse des résultats des contrôles réalisés sur les autres réacteurs en cours d'arrêt. Ces contrôles

ont permis de mettre en évidence des dégradations de plaques entretoises sur certains générateurs de vapeur des réacteurs de Bugey 4, Blayais 1, Dampierre 4, Gravelines 2, Saint-Laurent B2 et Tricastin 1, 2 et 3. Or, ces générateurs de vapeur n'ont jamais subi de lessivage chimique.

Par ailleurs, les relectures des résultats des contrôles effectués en 1995, avant la découverte de ce problème et son traitement générique, ont mis en évidence des défauts de même type à Bugey 2 et 3, Dampierre 2, Gravelines 3 et 4 et Tricastin 4.

Ce nouveau problème revêt donc un aspect générique pour les 16 réacteurs possédant encore des générateurs de vapeur de type 51 A ou M équipés de plaques entretoises percées en acier ferritique, soit un tiers du parc. Il faut préciser que les générateurs de vapeur de type 51 M équipant les réacteurs de Saint-Laurent B1 et Dampierre 3 ont été remplacés par des générateurs de vapeur de nouvelle génération en 1995. Sur les autres générateurs de vapeur du parc, y compris les générateurs de vapeur de remplacement, les plaques entretoises sont en acier inoxydable de conception différente. Hormis la dégradation constatée sur Fessenheim 2 qui apparaît spécifique, trois autres types de dégradations ont été observées.

1 - Les inspections télévisuelles réalisées sur Saint-Laurent B2, Dampierre 4 et Tricastin 1 montrent que, dans ce cas, la plaque entretoise supérieure est localement cassée. Ceci confirme que l'origine de cette dégradation est différente de celle observée sur Fessenheim 2. Par ailleurs, la relecture des enregistrements des contrôles précédents montre que cette dégradation était

présente depuis de nombreuses années, ne semble pas évolutive et concerne en général peu de tubes (20 au maximum par générateur de vapeur).

En outre, la comparaison des différents générateurs de vapeur affectés fait apparaître que les dégradations observées au niveau de la plaque entretoise supérieure, sont principalement situées dans une même zone périphérique (près d'un bloc antisismique). Quelques dégradations ponctuelles sont sporadiquement rencontrées au milieu du faisceau tubulaire, sur la plaque supérieure ou sur les plaques intermédiaires.

En l'absence des résultats définitifs des études engagées, le traitement appliqué avant redémarrage des réacteurs concernés a été similaire à celui mis en œuvre sur Fessenheim 2. Il a consisté à mettre hors service les tubes concernés, et dans certains cas les tubes environnants lorsque le risque de rupture d'un tube par fatigue vibratoire apparaît plus élevé.

Par ailleurs, un suivi particulier en service de l'évolution des fuites primaire/secondaire des générateurs de vapeur a été demandé, afin de permettre de détecter le plus tôt possible l'apparition d'une perte d'étanchéité des tubes.

Ces dégradations pourraient être attribuées aux conditions de fabrication de ces générateurs de vapeur.

2 - Pour ce qui concerne Gravelines 2, les contrôles réalisés ont mis en évidence un nombre très important de tubes concernés par ce type de dégradation (300 tubes sur l'un des trois générateurs de vapeur). En outre, dans ce cas, le phénomène conduisant à la dégradation constatée présente un caractère évolutif.

L'élimination progressive de certains ligaments entre les trous de passage de tube et les trous de passage d'eau pourrait avoir été amorcée à la suite d'erreurs de perçage au moment de la fabrication, puis amplifiée par des phénomènes de corrosion en service. Ces éléments restent à confirmer.

L'état de dégradation des générateurs de vapeur de Gravelines 2 et la méconnaissance actuelle du phénomène à l'origine de cette dégradation ont poussé l'exploitant à anticiper leur remplacement qui est maintenant prévu fin 1996.

3 - A Gravelines 4, les relectures des résultats de contrôles par courants de Foucault ont mis en évidence des indications de dégradations évolutives. Le fait nouveau par rapport à Gravelines 2 est le nombre important d'indications sur la plaque de répartition de débit. Cette plaque, qui est située en dessous des plaques entretoises, permet de répartir le débit d'eau arrivant par le faisceau et, de ce fait, de limiter la zone des boues. Elle ne comporte que des trous de passage de tube et donc des ligaments entre trous beaucoup plus importants.

Durant l'arrêt pour rechargement de Gravelines 4, qui débute en avril, des inspections télévisuelles seront réalisées pour tenter de caractériser ces indications.

Face à ces nouvelles données (évolution et ampleur du phénomène), l'exploitant a proposé fin 1995 une nouvelle stratégie de réparation applicable lors des arrêts de tranche de 1996. Celle-ci s'appuie sur les derniers résultats des études complémentaires de comportement des tubes qui ne seraient plus soutenus localement, et sur l'analyse des éléments du retour d'expérience de 1995. Cette stratégie fait une distinction entre les générateurs de vapeur affectés d'un phénomène évolutif et ceux qui présentent une cassure stable de la plaque entretoise supérieure.

En attendant les conclusions définitives de l'ensemble des études engagées, l'Autorité de sûreté a demandé un bouchage des tubes susceptibles de ne plus être soutenus par les plaques entretoises. En effet, dans ce cas, le risque d'instabilité vibratoire et de rupture par fatigue ne peut pas être exclu.

Actuellement, l'Autorité de sûreté est en attente de justifications du comportement de la plaque supé-

rieure dégradée en cas de rupture de la tuyauterie vapeur, et de son impact éventuel sur les tubes de générateurs de vapeur.

Par ailleurs, à la suite de la mise en évidence du problème générique de dégradation des plaques entretoises, l'exploitant a engagé une revue technique complète de la conception des éléments internes des générateurs de vapeur. Les conclusions de ce travail qui devraient être disponibles au 2<sup>e</sup> semestre 1996, seront très utiles pour mettre éventuellement en évidence d'autres problèmes potentiels et donc pour anticiper les actions correctives nécessaires. Dans ce cadre, l'Autorité de sûreté a d'ores et déjà demandé que les performances des méthodes de contrôles utilisées sur les générateurs de vapeur en exploitation, en particulier l'inspection télévisuelle, et l'inspectabilité des nouveaux générateurs de vapeur soient améliorées.

De plus, à la demande de la DSIN et pour permettre d'expliquer les phénomènes observés, EDF a programmé des expertises destructives sur un des anciens générateurs de vapeur de Gravelines 1, déposé en 1994. Ceci devrait permettre d'examiner avec des moyens plus performants et mieux adaptés les zones affectées par ces dégradations.

Cet incident reste classé au niveau 1 de l'échelle de gravité INES.

2

Belleville  
(Cher)

► Centrale EDF

**Ensemble du site**

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 16 février (voir « En bref... France » p. 20)

Une **inspection** a été menée le 30 janvier avec pour thème la comptabilisation des situations du circuit primaire au titre de l'arrêté de 1974. Cette inspection a été centrée sur l'organisation mise en place par la centrale pour réaliser cette tâche réglementaire. Dans un deuxième temps, les inspecteurs ont procédé à l'examen du décompte des situations enregistrées pour les deux réacteurs ainsi qu'à l'examen de quelques dossiers.

3

Blayais  
(Gironde)

► Centrale EDF

**Ensemble du site**

L'**inspection** du 11 janvier a porté sur la comptabilisation des situations. Les inspecteurs ont examiné l'organisation mise en place sur le site pour respecter les conditions prévues par le dossier national relatif aux principes de base, puis ont procédé à l'examen du décompte des situations enregistrées sur les quatre réacteurs.

L'**inspection** du 28 février a été consacrée à l'examen des fonctions des opérateurs de conduite et de surveillance des réacteurs.

**Réacteur 1**

Un **incident** est survenu le 4 janvier : alors que le réacteur était en puissance, l'interruption de l'alimentation électrique des mécanismes de grappes, à la suite d'une erreur humaine, a entraîné la chute des grappes de commande puis l'arrêt automatique du réacteur.

Les grappes de commande sont des groupes de tiges solidaires, mobiles, contenant une matière absorbant les neutrons, qui, suivant leur insertion dans le cœur du réacteur, permettent de contrôler la réaction nucléaire, voire de la stopper.

En cas d'anomalie nécessitant l'arrêt d'urgence du réacteur, l'alimentation électrique des mécanismes de grappes est automatiquement coupée, ce qui entraîne la chute de toutes les grappes de commande dans le cœur afin de stopper la réaction en chaîne.

Au cours d'une opération de maintenance programmée, l'opérateur a coupé par erreur les alimentations électriques des mécanismes de grappes.

Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'installation. Cependant, en raison de la prise en compte insuffisante d'un incident similaire survenu en 1994 sur ce site, caractéristique d'une défaillance dans la culture de sûreté, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

4

**Brennilis**  
(Finistère)

► **EL4 (Site des Monts d'Arrée)**

Par lettre du 10 janvier, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à procéder à des démontages de circuits et de matériels ayant contenu de l'huile, préalablement au démantèlement dont le décret d'autorisation est actuellement en cours d'instruction.

5

**Bugey**  
(Ain)

► **Centrale EDF**

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

Les conditions fixées ayant été atteintes par l'exploitant, l'Autorité de sûreté a pris acte de la cessation définitive d'exploitation de la centrale (INB n° 45 de la nomenclature nationale) à compter du 20 décembre 1995.

Prenant en compte cette nouvelle situation, l'**inspection** du 11 janvier a eu pour objet de contrôler la gestion des déchets, les rejets d'effluents, et les conditions d'exploitation des quelques installations annexes, dites « installations classées pour la protection de l'environnement », encore en service à proximité de ce réacteur.

Le projet de décret autorisant la réalisation des opérations de mise à l'arrêt définitif du réacteur a été présenté à la Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB) lors de sa séance du 7 février. Il sera proposé à la signature du Premier ministre dès obtention de l'avis conforme du ministre chargé de la santé sur sa rédaction définitive.

**Réacteurs 2, 3, 4 et 5**

L'**inspection** du 18 janvier a porté sur le respect des spécifications techniques lors de phases délicates de conduite dites transitoires. Les inspecteurs ont examiné des enregis-

trements relatifs à certains transitoires de l'année 1995.

**Réacteur 3**

Le 10 février, le réacteur a été mis à l'**arrêt** pour visite partielle et rechargement en combustible.

Le but de l'**inspection** du 23 février était d'examiner les conditions d'intervention sur les chantiers en cours dans le bâtiment du réacteur et le bâtiment des auxiliaires nucléaires. Les inspecteurs ont également examiné l'organisation mise en place pour l'établissement de plans qualité-sûreté.

**Réacteur 4**

Le 16 janvier à 10 heures, un incendie s'est déclaré sur l'un des pôles du transformateur principal d'évacuation de l'énergie du réacteur. Ce transformateur permet d'alimenter le réseau électrique national de très haute tension en énergie produite par le groupe turboalternateur du réacteur. Il est situé dans la partie non nucléaire de l'installation.

La perte de ce transformateur a entraîné automatiquement un arrêt du réacteur. L'incendie, maîtrisé très rapidement, n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. Mais deux personnes qui effectuaient des travaux en salle des machines à proximité du transformateur ont été atteintes de brûlures et hospitalisées.

Un incendie de même nature survenu le 25 octobre 1995 sur le même réacteur n'avait eu aucune conséquence sur le personnel.

Une **inspection** a été effectuée le 17 janvier sur cette installation : il a été noté que des enseignements devront être tirés de l'incident pour ce qui concerne la protection des personnels et la récupération des eaux servant à l'extinction d'un incendie. L'arrêt du réacteur devrait être prolongé durant plusieurs semaines. Une expertise du transformateur incriminé est actuellement en cours. L'huile contenue dans cet appareil ne comporte pas de pyralène. Cet incident a été classé au niveau 0 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

6

**Cadarache**  
(Bouches-du-Rhône)

► **Centre d'études du CEA**

**Station de traitement des déchets et effluents (STDE)**

L'**inspection** du 2 février avait pour objectif de dresser un état de la sûreté et de l'exploitation résultant d'un premier retour d'expérience après la remise en service de la nouvelle presse de 500 tonnes. Les principaux points abordés concernent les situations d'exploitation et de sûreté avant et après l'incident du 15 février 1995 et les premières opérations d'exploitation depuis l'autorisation de remise en service du 12 décembre 1995.

L'**inspection** du 13 février avait pour objectif de dresser un état de la sûreté et de l'exploitation résultant d'un premier retour d'expérience après la mise en service de l'incinérateur. Les principaux points abordés concernent les situations d'exploitation et de sûreté depuis le 21 novembre 1995, date de l'autorisation de mise en route de cet appareil.

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

L'**inspection** du 25 janvier avait comme objet principal d'examiner la mise à jour des documents de sûreté relatifs aux opérations de rinçage entreprises dans le cadre de la cessation définitive d'exploitation de l'installation.

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

L'**inspection** du 31 janvier a permis de faire le point sur les moyens de prévention et de lutte contre l'incendie.

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en service du nouveau système de contrôle-commande de la ventilation de l'installation (lettre du 22 février) et la mise en exploitation provisoire du poste de contrôles cumulés (télex du 22 février).

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a, par ailleurs, au-

**torisé** le directeur du Centre à entreposer des conteneurs renfermant des crayons de pastilles rebutées de type Superphénix dans les alvéoles de la cellule 28 de l'installation et notifié les nouvelles prescriptions techniques applicables à l'installation (lettre du 23 février).

#### CFCa

##### (installation COGEMA de fabrication de combustible MOX)

Le 19 janvier, à l'atelier CFCa de Cogéma, une **inspection** a porté sur la qualité de la fabrication des crayons entrant dans la composition des assemblages combustibles MOX et notamment sur un nouveau procédé de fabrication des pastilles.

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

L'**inspection** du 20 février avait comme thème principal la criticité. A l'occasion de la récente reprise d'exploitation normale, un état complet des activités menées dans les différents locaux a été établi.

##### Magasin central de matières fissiles (MCMF)

L'**inspection** du 21 février avait pour but de dresser un point de situation.

##### Parc d'entreposage des déchets solides

L'**inspection** du 22 février avait pour objectif de dresser un état de la sûreté et de l'exploitation de l'installation de reprise des éléments combustibles irradiés UNGG dont la remise en service a été accordée par la DSIN le 4 décembre 1995. Cet état tient compte d'un premier retour d'expérience après deux mois de fonctionnement.

#### Réacteur Eole

L'**inspection** du 31 janvier avait pour but de s'assurer de la bonne réalisation des travaux relatifs à la thermostatation. Au cours de celle-ci, les inspecteurs se sont assurés par sondage que les travaux s'étaient déroulés conformément aux règles de l'art, aux prescriptions édictées par l'exploitant et en accord avec l'arrêté relatif à la qualité.

#### Réacteur Masurca

L'**inspection** du 22 février a permis de faire le point sur les moyens de prévention et de lutte contre l'incendie.

#### Réacteur Cabri

L'**inspection** du 29 février a permis de procéder à un état des lieux en ce qui concerne plus particulièrement l'inventaire des déchets et des entreposages des effluents dans l'installation.

Un incident est survenu le 28 février : une fuite a été découverte sur le circuit primaire de refroidissement du réacteur.

Cabri est un réacteur expérimental destiné à étudier le comportement d'un échantillon de combustible en situation accidentelle. Le refroidissement du cœur est assuré par un circuit d'eau (le circuit primaire) sur lequel sont implantés des capteurs de température. L'anomalie concerne la soudure d'étanchéité de la liaison d'un des capteurs sur la tuyauterie.

En 1992, une rupture du doigt de gant d'un de ces capteurs avait entraîné la dispersion de débris dans le circuit primaire ainsi qu'une fuite. Cet incident avait été classé au niveau 1 de l'échelle de gravité en raison du passage de ces débris dans le réacteur.

A la demande de l'Autorité de sûreté, la conception de ces doigts de gant avait été entièrement revue, les capteurs remplacés et les soudures de liaison des capteurs refaites.

La fuite du 28 février, causée par un défaut sur l'une de ces soudures, a provoqué le déversement d'environ 300 litres d'eau très faiblement contaminée dans un puisard du bâtiment.

Il n'y a pas eu de conséquence pour le personnel de l'installation et sur l'environnement.

L'Autorité de sûreté a demandé à l'exploitant d'effectuer des contrôles complémentaires sur l'état de toutes les soudures de même type.

La soudure défectueuse du capteur responsable de la fuite a été réparée, ainsi que celle d'un second capteur pour lequel les contrôles avaient indiqué un début de fissure.

L'incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation et a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

L'**inspection** du 29 février, complétée par celle du 6 mars, a permis de contrôler la mise en œuvre sur place des dispositions annoncées par l'exploitant afin de réparer la soudure défectueuse responsable de l'incident ci-dessus.

##### Laboratoire de découpe des assemblages combustibles (LDAC)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le directeur du Centre à procéder au réaménagement des alimentations électriques de l'installation (télex du 30 janvier).

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a délivré le récépissé de déclaration de l'installation classée pour la protection de l'environnement dénommée Elcesna, aménagée dans l'enceinte de l'installation Rapsodie, et notifié les prescriptions techniques qui lui sont applicables (lettre du 13 février).

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

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le directeur du centre à effectuer, dans la cellule 3 de l'installation, des examens de métrologie d'une aiguille de combustible irradié dans un réacteur à neutrons rapides (télex du 30 janvier).

L'**inspection** du 16 février a permis de faire un point sur les moyens de prévention et de lutte contre l'incendie.

7

Caen  
(Calvados)

#### ► GANIL

L'**inspection** du 24 janvier avait pour but d'examiner les modifications de l'installation liées au projet SPIRAL et le retour d'expérience lié aux incidents de novembre 1994 et juin 1995.



8

## Cattenom (Moselle)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

Une **inspection** a eu lieu le 24 janvier concernant les alimentations électriques de secours du site. Les inspecteurs ont examiné les conditions dans lesquelles l'exploitant assure le suivi de ces matériels (turbine à combustion, diesels, batteries, turbo-alternateurs), notamment en ce qui concerne les essais périodiques et les interventions de maintenance.

Au cours de l'**inspection** du 15 février, les inspecteurs ont examiné la mise en application de la note d'organisation relative à l'étalonnage et à la vérification des appareils de mesure et des étalons sur des cas d'interventions ciblés.

#### Réacteur 2

Un **incident** est survenu le 27 décembre : certaines grappes de commande du réacteur se sont insérées automatiquement dans le cœur à un niveau inférieur à la limite imposée par les spécifications techniques d'exploitation, et la conduite à tenir n'a pas été respectée.

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 du réacteur restent conformes à celles qui figurent dans les études de sûreté. Or, lors de certaines variations rapides de puissance, les grappes de commande s'insèrent automatiquement et descendent en-dessous de

la limite imposée par les spécifications techniques d'exploitation.

A la suite d'incidents portant sur des insertions excessives de grappes, notamment l'incident de niveau 2 survenu à Tricastin en 1994, le site de Cattenom avait élaboré une fiche d'alarme demandant aux opérateurs d'ajouter du bore au bout de 8 minutes de dépassement de la limite, afin d'être certain que le réacteur revienne rapidement dans des conditions sûres. Or, l'équipe de conduite a décidé « à chaud » de ne pas engager cette opération, au vu de son analyse du fonctionnement du réacteur.

Les grappes sont remontées automatiquement au bout de deux minutes supplémentaires. L'analyse a posteriori a montré que, dans ce cas, la conduite retenue n'avait pas changé le délai de remontée des grappes et n'avait donc pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation. Cet événement a été déclaré comme incident de niveau 0 par l'exploitant le 9 février. Il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES par l'Autorité de sûreté.

Un événement du même type, avec de surcroît une action inappropriée de l'équipe de conduite, avait eu lieu le 29 octobre 1995 sur le réacteur 1. L'**inspection** réalisée le 1<sup>er</sup> février a permis de constater que d'autres événements de ce type s'étaient produits sur le site les 13 mars et 9 septembre 1995. Les inspecteurs ont constaté que l'exploitant avait donné, le 30 janvier 1996, des consignes strictes pour que la fiche d'alarme soit désormais respectée, et avait initié le retour d'expérience nécessaire vers ses services centraux. De fait, lors d'une nouvelle insertion excessive de grappes observée le 6 février, l'équipe de conduite a respecté la conduite à tenir.

#### Réacteur 4

Un **incident** est survenu le 10 février : alors que le réacteur était à 30 % de puissance, un essai périodique d'un groupe électrogène de secours a entraîné une perte partielle d'alimentation électrique.

Chaque réacteur à eau sous pression est équipé de deux lignes électriques extérieures en provenance du réseau national, et de deux groupes électrogènes de secours à moteur diesel. Un essai périodique prévu sur chaque groupe électrogène consiste notamment à réalimenter certains cir-

cuits à partir du groupe après coupure volontaire d'une alimentation externe. Or, la défaillance matérielle d'un disjoncteur n'a pas permis le transfert d'alimentation de la ligne électrique extérieure vers le groupe électrogène.

Cet incident s'était déjà produit à trois reprises sur ce réacteur, en septembre 1994, puis en octobre et décembre 1995.

Les investigations sur le matériel en cause n'ont jusqu'à présent pas permis de définir l'origine de la défaillance. A la suite de l'incident de février, de nouveaux essais ont été réalisés et se sont avérés satisfaisants. Compte tenu de l'alimentation du réacteur par la deuxième ligne extérieure, et du fonctionnement correct des circuits de secours, cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation. Cependant, en raison de sa répétitivité, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

9

## Chinon (Indre-et-Loire)

### ► Centrale EDF

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

Par lettre du 10 janvier, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant :

- à maintenir sur le réacteur Chinon A2D, partiellement démantelé, un système de maintien en dépression statique par soupapes des volumes de confinement ;
- à installer ce système de maintien sur le réacteur Chinon A1D partiellement démantelé et sur le réacteur Chinon A3 après son démantèlement partiel dont le décret d'autorisation est actuellement en cours d'instruction.

L'**inspection** du 17 janvier a permis de vérifier l'état d'avancement du démantèlement partiel des réacteurs de Chinon A1 et A2, et la surveillance mise en place par l'exploitant. Pratiquement, l'ensemble des matériels annexes a été démonté et seul subsiste le bâtiment contenant le caisson en béton du réacteur. Quelques travaux demeurent à réaliser avant la période d'attente pour le démantèlement total envisagé par EDF d'ici 40 à 50 ans.

Le 7 février, la Commission interministérielle des INB (CIINB) a examiné le projet de décret d'autorisation de démantèlement partiel du réacteur A3. Par lettre du 12 février, le président de la Commission a fait connaître aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie qu'il donnait un avis favorable au projet de décret précité.

#### Centrale B

##### Réacteurs 1, 2, 3 et 4

Un **incident** est survenu le lundi 12 février : l'exploitant s'est aperçu du dépassement de la périodicité des contrôles du bon fonctionnement de la mesure de radioactivité de l'air circulant dans les gaines de ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires.

Les règles générales d'exploitation exigent que ces contrôles soient réalisés tous les ans ; or ils n'avaient pas été effectués depuis 2 ans.

Dès la découverte de l'anomalie, l'exploitant s'est assuré du bon fonctionnement des matériels de mesure et de l'exhaustivité du programme de contrôle de l'ensemble des chaînes de mesure de radioactivité. Ces dépassements de délai entre deux essais n'ont pas eu de conséquence sur la sûreté des installations puisque les matériels fonctionnaient convenablement. Mais ce type de dépassement avait déjà été détecté sur d'autres matériels du site en octobre dernier.

En raison de lacunes dans le processus d'assurance de la qualité de l'exploitant, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

#### Atelier des matériaux irradiés (AMI)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en exploitation d'un banc de manutention et de retournement de crayons combustibles REP et la mise en service de l'installation robotisée « Prosper » (lettres du 2 février). Il a également **autorisé** la mise en exploitation d'une machine d'électroérosion dans l'atelier de décontamination de l'installation (lettre du 22 février).

10

### Chooz (Ardennes)

#### ► Centrale EDF

##### Réacteur A

Le 14 février, le Groupe permanent chargé des installations nucléaires de base autres que les réacteurs nucléaires et les installations de stockage à long terme des déchets radioactifs s'est réuni sur le site de la centrale, afin d'examiner le rapport préliminaire de sûreté relatif à la transformation du réacteur Chooz A en installation d'entreposage de ses propres matériels après démantèlement partiel.

##### Réacteur B1

L'**inspection** du 20 février a été consacrée aux essais du panneau auxiliaire de conduite du réacteur. Les inspecteurs ont également examiné les résultats et le bilan d'exploitation de ce matériel dans le cadre des essais de mise en service.

La DSIN a **autorisé** le 26 février EDF à procéder au déchargement en combustible de ce réacteur pour réaliser des travaux de maintenance et de modifications.

##### Réacteur B2

L'**inspection** du 8 février a porté sur les requalifications de modifications intégrées après les essais à chaud du réacteur, et sur les reprises d'essais réalisées après le chargement en combustible.

11

### Civaux (Vienne)

#### ► Centrale EDF

##### Ensemble du site

Une **visite technique** a été effectuée le 23 janvier sur le site pour contrôler les mesures prises et les moyens mis en œuvre par EDF et son prestataire lors de la réalisation des contrôles des tubes de générateurs de vapeur avant leur mise en service.

L'**inspection** du 6 février a eu pour but d'examiner l'état d'avancement

du chantier relatif au système de refroidissement des échangeurs.

L'**inspection** du 27 février a eu pour but d'examiner la conformité à la réglementation des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) utilisées dans le cadre du chantier de construction ou destinées à la future exploitation de la centrale.

12

### Creys-Malville (Isère)

#### ► Réacteur Superphénix (à neutrons rapides)

Le 10 janvier s'est déroulé un **exercice de crise** local, avec la participation des services préfectoraux et de la DRIRE Rhône-Alpes, destiné à tester le plan d'urgence interne (PUI) de l'installation.

L'**inspection** du 31 janvier a porté sur les alimentations électriques du contrôle-commande : batteries, chargeurs, onduleurs. Les inspecteurs ont plus particulièrement examiné les dispositions relatives à la maintenance de ces matériels.

Le 1<sup>er</sup> février, la DSIN a **autorisé** l'exploitant à procéder à la montée en puissance du réacteur jusqu'à 60 % de la puissance nominale. La montée en puissance du réacteur au delà de 60 % de la puissance nominale reste soumise à l'autorisation de la DSIN. Depuis le 6 février, le réacteur fonctionne à environ 50 % de sa puissance nominale, pour la réalisation de divers essais programmés.

13

### Cruas (Drôme)

#### ► Centrale EDF

##### Ensemble du site

L'**inspection** du 16 janvier a porté sur le respect des spécifications techniques lors de phases délicates de conduite dites transitoires. Les inspecteurs ont examiné des enregistrements relatifs à certains transitoires survenus en 1995.

L'**inspection** du 22 février a porté sur la maintenance de matériels élec-

triques importants pour la sûreté : moteurs, tableaux d'alimentation et batteries.

#### Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 9 janvier : 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 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 quelques minutes au maximum.

Une injection de bore a eu lieu immédiatement. Mais elle a été réalisée selon le mode « normal » au lieu du mode « direct », ce qui retarde son action. Les grappes sont ainsi restées onze minutes en dessous de la limite autorisée.

Cet incident n'a pas été détecté immédiatement, mais lors d'une analyse effectuée ultérieurement. Il 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 parc, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

#### Réacteur 2

Un **incident** est survenu le mercredi 17 janvier : alors que le réacteur était en cours de montée en puissance, l'exploitant a fait fonctionner l'installation en dehors des limites imposées par les spécifications techniques d'exploitation pour la répartition du flux neutronique dans le cœur.

Afin que le cœur du réacteur ne subisse pas de dommage en cas d'accident, par exemple en cas de brèche du circuit primaire, la différence de flux neutronique entre le haut et le bas du cœur ne doit pas être trop importante et doit être limitée dans le temps ; les spécifications techniques d'exploitation définissent au moyen d'un diagramme de pilotage les limites à respecter en fonction de la puissance délivrée par le cœur.

Une insuffisante anticipation des actions de conduite a entraîné le franchissement d'une des limites de ce diagramme pendant 1 heure et 23 minutes alors que les spécifications techniques d'exploitation n'autorisent qu'une durée maximale de 1 heure. Dès la découverte de cette anomalie, l'exploitant a immédiatement pris les dispositions nécessaires pour la remise en conformité de l'installation.

A aucun moment la sûreté de l'installation n'a été mise en cause. En effet, des marges importantes ont été prises lors de la définition du domaine de fonctionnement autorisé. Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

#### Réacteur 3

Un **incident** est survenu le 17 février : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté, lors de la réalisation d'un essai périodique, qu'une vanne de contournement du circuit d'injection de sécurité était restée ouverte.

Le circuit d'injection de sécurité (RIS) permet, en cas d'accident, par exemple une fuite importante du circuit primaire du réacteur, d'y introduire de l'eau borée sous haute pression afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur.

Afin de s'assurer de la disponibilité de ce circuit, des essais sont réalisés tous les mois : ils permettent, en manœuvrant certaines vannes de

contournement du circuit RIS, de vérifier la circulation de l'eau borée. A l'issue de ces essais, les vannes manœuvrées sont remises en configuration normale. Ce dernier point doit être vérifié après chaque essai, ce qui n'a pas été fait ici.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté car l'isolement du circuit de contournement était assuré par une deuxième vanne qui, elle, avait été convenablement refermée.

Cependant, étant caractéristique d'une lacune de culture de sûreté, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

#### Réacteurs 3 et 4

L'**inspection** du 2 février avait pour but de vérifier la qualité de l'application, par les différents services concernés, de l'organisation relative au traitement des écarts par rapport aux exigences définies. Les inspecteurs se sont intéressés à la démarche adoptée depuis l'identification de l'écart jusqu'à la mise en œuvre des mesures correctives.

15

### Dampierre-en-Burly (Loiret)

#### > Centrale EDF

##### Réacteur 2

Le réacteur est à l'**arrêt** depuis le 15 février.

Une **inspection** a eu lieu, pendant cet arrêt, le 29 février. Elle avait pour but de faire le point sur les travaux en cours. Les inspecteurs ont procédé à une visite du bâtiment du réacteur et du bâtiment du combustible.

##### Réacteur 3

Le 4 novembre, le réacteur a été arrêté pour recharger son combustible et pour procéder au remplacement de ses trois générateurs de vapeur (GV).

La majeure partie de ce chantier s'est terminée début janvier et le redémarrage du réacteur a eu lieu le 4 mars.

Les générateurs de vapeur ont été éprouvés après montage, aussi bien du côté primaire que du côté secondaire. Ces épreuves, réalisées en pré-

sence de l'Autorité de sûreté, se sont déroulées aux dates suivantes :

- le 2 janvier pour les épreuves hydrauliques secondaires des GV 1 et 2 ;
- le 4 janvier pour l'épreuve hydraulique secondaire du GV 3 ;
- le 12 janvier pour l'épreuve hydraulique primaire des trois GV.

Par ailleurs, le remplacement des générateurs de vapeur a été l'objet de plusieurs visites de l'Autorité de sûreté, à savoir :

- une réunion de présentation ;
- trois inspections ;
- trois visites relatives aux épreuves hydrauliques ;
- sept visites pour examen des rapports de fin d'intervention ;
- une réunion de bilan.

16

### Fessenheim (Haut-Rhin)

#### ► Centrale EDF

##### Ensemble du site

L'inspection du 28 février a porté sur l'organisation de la mission sûreté qualité du site. Les aspects formation du personnel, organisation de la conduite, préparation des arrêts de tranche ont été abordés. Les inspecteurs ont effectué une visite en salle de commande des deux réacteurs et contrôlé les documents associés aux relevés des ingénieurs sûreté.

18

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

#### ► Centre d'études du CEA

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

L'inspection du 17 janvier a dressé un bilan de la sûreté et de l'exploitation de l'incinérateur après des modifications.

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

Un incident est survenu le 22 février : un agent a constaté, lors d'un contrôle de routine, une contamination de ses chaussures.

Après investigations, l'exploitant a mis en évidence dans la zone arrière d'une chaîne blindée une contamination du sol sur une zone d'environ 10 m<sup>2</sup>. Cette contamination a pour origine principale une tache de liquide d'environ 400 cm<sup>2</sup> contenant essentiellement de l'américium 241. La radioactivité maximale mesurée est de 2000 Bq/cm<sup>2</sup>.

Ce liquide, dont l'origine n'est pas encore connue avec certitude, a coulé le long d'une gaine de ventilation dont l'un des joints était défectueux. Les contrôles réalisés par l'exploitant montrent que cet incident n'a eu de conséquence ni pour les trois agents présents dans le hall au moment des faits, ni pour l'environnement. En particulier, aucune trace de contamination atmosphérique n'a été détectée dans le local et à la cheminée de rejets gazeux.

Cependant, en raison de la défaillance d'une barrière de confinement qui aurait pu entraîner une surexposition des travailleurs, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Une inspection a été effectuée le 29 février afin d'examiner de manière approfondie les circonstances de cet incident.

19

### Golfech (Tarn-et-Garonne)

#### ► Centrale EDF

##### Ensemble du site

L'inspection du 7 février a porté sur la gestion de la formation des agents de la centrale. En particulier, les inspecteurs ont examiné la conformité de la formation des équipes de conduite aux prescriptions nationales, notamment pour ce qui concerne les habilitations requises en matière de sûreté.

L'inspection du 8 février a eu pour but de contrôler l'organisation mise en place par le site afin de préparer la mise en application des nouvelles spécifications techniques d'exploitation concernant les réacteurs de 1300 MWe, et de vérifier par sondage la mise à jour des documents d'exploitation.

L'inspection du 15 février a eu pour thème l'exploitation de la machine mobile d'enrobage des résines usées

radioactives dite machine « Mer-cure ». Les inspecteurs ont examiné l'organisation mise en place et les résultats des premiers essais, puis ont procédé à la vérification in situ du respect des prescriptions techniques applicables à cet équipement.

L'inspection du 20 février a eu pour objet d'examiner la conformité des procédures H et U aux documents de référence nationaux et d'apprécier le caractère opérationnel des matériels associés à ces procédures.

#### Réacteur 2

Un incident est survenu le 15 février : alors que le réacteur était en cours de redémarrage après un arrêt automatique, la montée en puissance s'est effectuée alors que certaines grappes de commande étaient insérées à un niveau inférieur à la limite imposée par les spécifications techniques d'exploitation.

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.

Pour 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 du réacteur restent conformes à celles qui figurent dans les études de sûreté. Dans le cas présent, lors de l'arrêt automatique survenu le 14 février, un abaissement de la température du circuit primaire du réacteur avait entraîné automatiquement le maintien des grappes incriminées en position basse. Ne s'étant pas aperçu de cela, l'opérateur a conduit le redémarrage du réacteur dans cet état.

Cet incident n'a pas eu de conséquence réelle sur la sûreté car le système de protection du réacteur susceptible d'utiliser ces grappes n'a pas été sollicité. Toutefois, en raison de la dégradation d'une fonction de sûreté, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

## Gravelines (Nord)

### ► Centrale EDF

#### Ensemble du site

L'**inspection** du 20 février a porté sur la chimie (hors radiochimie) avec un accent particulier sur le circuit secondaire. Après la présentation de la nouvelle organisation de la section chimie, les inspecteurs se sont intéressés à la surveillance des paramètres, à la maintenance des automates, à la gestion des événements et du retour d'expérience ainsi qu'à l'approvisionnement et au stockage des produits chimiques.

L'**inspection** du 22 février avait pour objet de s'assurer de la bonne pratique de l'exploitant en ce qui concerne l'exploitation, l'entretien et la maintenance des circuits importants pour la sûreté du secondaire, et la prise en compte de l'impact de l'intégration du lot 93 (ensemble de modifications devant être réalisé au plus tard en 1998) sur les documents intéressant ces domaines. Une attention particulière a été portée sur le GCTA et le VVP, car la suppression de l'assistance et le surtarage des anciennes soupapes assistées VVP augmente le rôle du GCTA à vis-à-vis de la sûreté pour les accidents conduisant à une surpression du circuit secondaire.

#### Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 21 février : alors que le réacteur était en fonctionnement à 60 % de sa puissance, les deux lignes du circuit d'eau brute secourue (SEC) ont été rendues indisponibles.

Le circuit SEC sert à refroidir un autre circuit, appelé circuit de refroidissement intermédiaire, qui assure le refroidissement de tous les circuits et matériels importants pour la sûreté du réacteur. C'est un circuit dit « de sauvegarde ». Il est constitué de deux lignes redondantes, comportant chacune deux pompes et deux échangeurs.

En situation accidentelle, le circuit d'eau brute peut être également utilisé pour réalimenter le réservoir d'eau de secours des générateurs de vapeur, dans le cas où les moyens de réalimentation normaux et de secours seraient indisponibles.

Dans le cas présent, le cumul d'un coefficient de marée élevé et d'un fort vent a entraîné le colmatage par des débris de l'aspiration des pompes alimentant le circuit d'eau brute, ce qui a entraîné l'indisponibilité des deux lignes.

Conformément aux règles générales d'exploitation, l'exploitant a effectué le repli du réacteur vers la puissance nulle afin que le réacteur soit dans un état sûr le temps de récupérer la disponibilité complète du circuit. De façon préventive, l'exploitant a également procédé au nettoyage des grilles d'aspiration des pompes analogues des autres réacteurs du site.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. Cependant en raison de la défaillance commune à deux lignes redondantes, il est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

#### Réacteur 6

Un **incident** est survenu le 24 février : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que la vanne de réglage de la turbopompe du circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur n'était pas en position dite « de protection automatique ».

Le circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur (circuit ASG) fournit, en cas de défaillance de l'alimentation principale, l'eau nécessaire au refroidissement du réacteur. Il comporte trois pompes indépendantes. Deux d'entre elles sont des pompes classiques, entraînées par des moteurs électriques. La troisième est une turbopompe entraînée par une petite turbine actionnée par de la vapeur prélevée sur les générateurs de vapeur. Cette turbopompe est munie d'une vanne de réglage qui permet son arrêt si sa vitesse devient excessive (protection automatique).

En situation accidentelle, la turbopompe aurait pu démarrer mais sa protection automatique n'aurait pas fonctionné : en cas de vitesse excessive, la turbopompe aurait été inutilisable.

Cette anomalie n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation car la turbopompe n'a pas été sollicitée. Cependant, en raison de l'indisponibilité d'un système de sauvegarde, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Un **exercice** de sûreté nucléaire a eu lieu le 13 février. Il a permis de tester l'organisation que mettraient en place l'exploitant et les pouvoirs publics afin de faire face à un accident nucléaire.

L'exercice a duré toute la journée et a mobilisé les équipes de crise :

- de la préfecture de la région Nord-Pas-de-Calais. Le poste de commandement fixe (PCF) a été mis en place à la préfecture de Lille et le poste de commandement opérationnel (PCO) a été mis en place à Dunkerque par le sous-préfet de l'arrondissement ;
- de la Direction de la sûreté des installations nucléaires, de son appui technique l'Institut de protection et de sûreté nucléaire, et de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) de la région Nord-Pas-de-Calais ;
- d'EDF, au niveau national et sur le site de Gravelines ;

- 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. Par ailleurs, une pression médiatique sur les acteurs locaux et nationaux de l'exercice (préfecture du Nord, centrale EDF de Gravelines, services centraux d'EDF et DSIN à Paris) a été assurée notamment par des journalistes professionnels recrutés pour la circonstance afin de jouer leur propre rôle.

La préfecture a profité de l'exercice pour tester la mise en œuvre de son standard téléphonique « SVP ORSEC » chargé de répondre rapidement à tout appel du public. Ce standard a été sollicité par des secouristes d'associations qui jouaient le rôle 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, au confinement et à une distribution « en réel » de friandises simulant des comprimés d'iode de potassium (destinés à protéger la population contre l'iode radioactif) aux personnes présentes dans :

- quelques fermes du village de Saint-Folquin ;
- les habitations de la commune de Saint-Georges-sur-l'Aa ;
- le collège Pierre et Marie Curie de Gravelines ;
- les locaux du groupe de subdivisions de la DRIRE de la région Nord-Pas-de-Calais à Gravelines.

La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice débutait par la rupture d'un tube de générateur de vapeur (les générateurs de vapeur servent à évacuer la chaleur produite dans le cœur du réacteur ; ils sont constitués, en particulier, de plusieurs milliers de tubes dans lesquels circule l'eau du circuit primaire à refroidir). Par la défaillance de divers dispositifs de sécurité, l'incident aurait provoqué des rejets en faible quantité de produits radioactifs et aurait évolué vers un risque sérieux de fusion du cœur par perte d'eau dans le réacteur. Ces risques ont permis au préfet et aux services locaux d'intervention de mettre en œuvre les contremesures évoquées ci-dessus.

La situation aurait conduit à classer cet accident au niveau 4 de l'échelle INES.

Il est à noter que des observateurs anglais et belges ont suivi l'exercice au niveau local et au niveau national.

Une réunion d'évaluation générale de cet exercice réunissant les représentants des différents acteurs de l'exercice est programmée courant avril.

21

## Grenoble (Isère)

### ► Centre d'études du CEA

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

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la remise en service de l'incinérateur limitée à l'incinération des effluents liquides organiques (lettre du 15 février). Cet incinérateur était arrêté depuis 1991 à la suite d'un incendie.

L'**inspection** du 16 février a porté sur le bilan du fonctionnement de l'installation de destruction d'un produit appelé « eutectique sodium-potassium (NaK) » et sur l'état de ses appareils après plusieurs années d'arrêt. Les inspecteurs se sont intéressés à l'état d'avancement de la réévaluation de sûreté de cette installation, et à la mise à jour du dossier de sûreté en vue de la reprise éventuelle des traitements.

### ► Institut Laue-Langevin

#### Réacteur à haut flux (RHF)

L'**inspection** du 26 janvier a eu pour objet de vérifier l'application par l'exploitant de la réglementation relative aux installations classées pour la protection de l'environnement ainsi que le respect des arrêtés d'autorisation de rejets d'effluents radioactifs gazeux et liquides.

22

## La Hague (Manche)

### Ensemble des sites

La Commission spéciale et permanente d'information de La Hague, s'est réunie le 26 février (voir « En Bref... France », p. 21).

### ► Etablissement COGEMA

#### Ensemble du site

M<sup>me</sup> Angela Merkel, ministre allemande de l'environnement, a visité l'usine de retraitement le 13 février. Elle répondait à l'invitation de M<sup>me</sup> Corinne Lepage, ministre de l'environnement et de M. Franck Borotra, ministre de l'industrie, de la poste et des télécommunications, qui l'ont accompagnée dans sa visite. L'usine UP3, et notamment l'atelier T7 où sont élaborés et entreposés les résidus vitrifiés, leur ont été présentés. M<sup>me</sup> Merkel a pu voir, à cette occasion, l'emballage destiné à retourner prochainement en Allemagne, 28 conteneurs de résidus vitrifiés.

L'**inspection** du 11 janvier a eu pour but d'examiner l'organisation, les moyens et les procédures mis en place pour gérer et utiliser les étalons de mesure nécessaires aux contrôles périodiques des instruments de mesure utilisés par COGEMA.

#### STE3

L'**inspection** du 20 février a porté sur l'extension D/E.EB de l'atelier STE3 (désentreposage des déchets conditionnés sous forme bitumée), dont l'autorisation de mise en service actif a été donnée le 22 novembre. Cette visite a permis de faire le bilan sur les derniers travaux et sur les essais intéressant la sûreté.

### UP2

L'**inspection** du 10 janvier, dans l'atelier-piscine HAO-NORD (déchargement et entreposage des assemblages combustibles avant retraitement) de l'usine UP2-400, a concerné la maintenance de capteurs pour lesquels des prescriptions de sûreté sont définies.

L'**inspection** inopinée du 21 janvier a été réalisée le dimanche afin de contrôler la composition des équipes de conduite et le fonctionnement des équipes d'astreinte PUI pendant le week-end. Elle a porté sur les ateliers de l'ensemble de production ouest. Le respect des règles générales d'exploitation a été contrôlé par sondage sur les ateliers MAU et MAPU.

L'**inspection** du 31 janvier de l'atelier de vitrification R7 a porté sur le bilan d'exploitation de l'année 1995, avec l'évolution correspondante depuis la mise en service de l'atelier. Les inspecteurs ont également examiné les écarts survenus au cours de l'année 1995 et vérifié, par sondage, l'application des prescriptions techniques.

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé**, au laboratoire de contrôle de marche de l'atelier R7, la mise en actif d'une boîte à gants blindée, équipée pour déterminer les concentrations de composés contenus dans des échantillons dilués de solutions de produits de fission (lettre du 2 février).

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réception et le traitement, respectivement dans les ateliers HADE et MAU, de solutions uranifères en provenance de l'installation TU5 de Pierrelatte (lettre du 2 février).

### UP3

L'**inspection** du 10 janvier a porté sur l'application des prescriptions techniques et sur les modifications et travaux effectués dans le laboratoire de contrôle des procédés de retraitement.

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 actif de l'extension de l'entreposage des verres (EEV7), située à l'est du site (lettre du 22 janvier).

Une **inspection** inopinée a eu lieu le 8 février. Les dispositions relatives au PC avancé du PUI ont été contrôlées, des tests sur l'application de « fiches réflexes » et « fiches d'aide » sur l'état des ateliers ont été pratiqués. La construction du radier de l'atelier de compactage des coques a également été inspectée.

#### Elan II B (en démantèlement)

L'**inspection** du 20 février avait pour objet, d'une part, d'examiner l'organisation de l'atelier pendant son démantèlement et, d'autre part, de faire un point sur les opérations réalisées. Les inspecteurs ont également examiné la gestion des déchets produits par ces opérations.

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

L'**inspection** du 21 février avait pour but de vérifier l'état des travaux de recouvrement du Centre de stockage. L'inspecteur a constaté que les travaux sont arrêtés depuis le 30 novembre.

23

### Marcoule (Gard)

#### ► Centrale PHENIX (filiale à neutrons rapides)

Le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs a consacré les 1<sup>er</sup> et 22 février deux séances à la centrale Phénix. Il s'agissait d'apprécier si les premiers résultats du projet « Durée de vie » laissaient attendre une conclusion finale compatible avec les intentions du CEA de maintenir l'installation en activité durant dix ans et, dans l'affirmative, de se prononcer sur la possibilité d'autoriser d'ores et déjà la réalisation du 50<sup>e</sup> cycle de fonctionnement.

Certains dossiers ont été jugés encore insuffisamment avancés pour que l'on puisse trancher sur le premier point. En conséquence et dans la logique de la démarche adoptée, le Groupe permanent ne s'est pas montré favorable à une reprise immédiate du fonctionnement.

Une **inspection** a été réalisée le 28 février pour contrôler la qualité de réalisation des opérations de remplacement des tronçons de tuyauter-

ies secondaires dans le bâtiment des générateurs de vapeur.

#### ► Centre d'études du CEA (VALRHO)

##### Installation Atalante

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé**, après réalisation des travaux de renforcement, l'implantation dans le laboratoire L29 des matériels et équipements scientifiques, non prévus initialement, destinés aux observations et examens d'échantillons solides et nécessitant des épaisseurs de protection biologique induisant une surcharge au sol d'environ 110 tonnes (lettre du 9 janvier).

L'**inspection** du 11 janvier avait comme objectif de vérifier le respect de l'arrêté relatif à la qualité du 10 août 1984 pour les différentes interfaces entre la Section autonome d'exploitation d'Atalante (SAEA) et les différents services expérimentateurs et de prestataires.

#### ► Installation MELOX (fabrication de combustibles MOX)

L'**inspection** du 8 février avait comme objet de vérifier la conformité des pratiques de l'exploitant aux prescriptions techniques pour l'installation Production-Assemblage.

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'utilisation des postes de la ligne de production du bâtiment à des fins de fabrication et de gainage, par campagne, de pastilles d'oxyde mixte de diamètre supérieur à celui des produits de la ligne principale lorsqu'ils présentent un défaut ou une présomption de défaut de qualité (lettre du 28 février).

#### ► SOCODEI - Centre de traitement de déchets Centraco

Le 7 février, la Commission interministérielle des INB (CIINB) a examiné le projet de décret de création de l'installation nucléaire de base Centraco, implantée sur la commune de Codolet dans le département du Gard. Par lettre du 12 février, le président de la Commission a fait connaître aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie qu'il donnait un avis favorable au projet de décret précité.

24

### Marseille (Bouches-du-Rhône)

#### ► Installation d'ionisation Gammaster

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'installation au sens de l'article 4-III du décret du 11 décembre 1963, après examen du rapport définitif de sûreté, des règles générales d'exploitation et du plan d'urgence mis à jour (lettre du 30 janvier). L'autorisation de mise en service est délivrée quelques années après le démarrage des installations. Elle doit intervenir dans un délai fixé par le décret d'autorisation de création, en tenant compte de l'expérience d'exploitation des premières années.

25

### Nogent-sur-Seine (Aube)

#### ► Centrale EDF

##### Ensemble du site

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 24 janvier (voir « En bref... France » p. 20).

Une **inspection** a été réalisée le 9 janvier sur la prévention et la lutte contre l'incendie. Une attention particulière a été réservée à l'examen des documents d'intervention (fiches d'action incendie) élaborés et mis à la disposition des personnels de conduite et de surveillance des installations.

##### Réacteur 1

Au cours d'une réunion sur le site le 5 janvier, EDF a présenté aux représentants de la DRIRE Champagne-Ardenne et du Département d'évaluation de sûreté le programme de travaux prévus pour l'arrêt pour rechargement de combustible (6<sup>e</sup> arrêt pour rechargement, visite partielle n° 5).

Une **inspection** inopinée a été effectuée le 22 janvier. Les inspecteurs ont principalement examiné les

conditions de conduite du réacteur, en prolongation de cycle depuis le 30 décembre, et le respect des spécifications techniques qui s'y rattachent.

Le réacteur a été mis à l'**arrêt** le 14 février pour maintenance et rechargement en combustible, pour une durée prévisionnelle de 51 jours.

Un **incident** est survenu le 15 février : alors que le réacteur était en cours de refroidissement afin de préparer le déchargement du combustible, l'exploitant a constaté une baisse de la pression du fluide primaire. Lors des périodes d'arrêt, l'exploitant dispose de deux moyens complémentaires pour refroidir le réacteur :

- le circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (circuit ASG), qui est utilisé après l'arrêt de la réaction nucléaire ;

- le circuit de refroidissement à l'arrêt (circuit RRA), qui est mis en service lorsque les conditions de pression et de température sont conformes aux spécifications techniques d'exploitation (STE).

Le circuit ASG a pour fonction de fournir aux générateurs de vapeur l'eau nécessaire au refroidissement du réacteur. Il est alimenté par un réservoir qui doit contenir en permanence une quantité d'eau suffisante pour permettre de refroidir le circuit primaire jusqu'à ce que le circuit RRA puisse être utilisé.

Le niveau du réservoir d'alimentation du circuit ASG est descendu en dessous du minimum requis par les STE. Aussitôt, l'exploitant a stabilisé le réacteur en pression et température afin de réduire la consommation d'eau du circuit ASG. A la suite de cette opération normale d'exploitation, l'exploitant a oublié de refermer la vanne de réglage de la pression du circuit primaire. Il a immédiatement identifié cet oubli par l'observation d'une baisse de cette pression en deçà du domaine autorisé. Il a alors refermé cette vanne et ramené la pression du circuit primaire dans le domaine autorisé. Cet incident n'a pas eu de conséquence réelle sur la sûreté du réacteur. Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Un accident du travail est survenu le 6 février dans le bâtiment de stoc-

kage du combustible. EDF a diffusé le communiqué suivant :

« Un intervenant de la société ATEA a été victime d'une chute dans le bâtiment combustible de l'unité de production n° 1, à 10 h 40 ce matin.

Cette personne était dans une nacelle pour réaliser des travaux de mécanique, lorsque l'un des câbles a cédé entraînant la chute de l'ensemble. Les secours internes ainsi que les pompiers et le SAMU, immédiatement prévenus, sont intervenus rapidement.

Consciente, la victime présente des contusions multiples et a été évacuée vers l'infirmerie de la centrale pour effacer les légers points de contamination.

Elle a été dirigée ensuite vers l'hôpital de Provins avec lequel le CNPE a une convention. Une expertise est en cours pour déterminer les raisons de cet événement. »

La DRIRE Champagne Ardenne a engagé sans délai une enquête.

Cet événement se situe hors du champ d'application de l'échelle INES.

L'**inspection** du 28 février a porté sur cet accident du travail. Elle a été centrée sur le déroulement chronologique des événements et sur les conditions dans lesquelles ont évolué les opérateurs. Les inspecteurs ont auditionné les principaux acteurs de cet accident.

30

## Paluel (Seine-Martime)

### ► Centrale EDF

#### Réacteurs 1 et 2

L'**inspection** du 17 janvier portait sur des incidents survenus pendant les mouvements de grève, notamment celui du 5 décembre concernant le déclenchement simultané des groupes qui alimentent les électroaimants de tenue des absorbants de contrôle (ce qui a abouti à l'arrêt d'urgence du réacteur). Cinq autres incidents ont été examinés, dont l'endommagement de la ligne de purge du générateur de vapeur sur le réacteur 1.

#### Réacteur 3

Le 15 janvier s'est produit un **incident**, qui résulte du cumul d'indis-

ponibilités de matériels importants pour la sûreté pendant une durée supérieure à celle permise par les spécifications techniques d'exploitation. Cette situation, due à un défaut de communication interne, a été découverte le lendemain.

Une pompe d'injection de sécurité a été déclarée indisponible en raison de vibrations hors critères, mais l'information n'a pas été communiquée en temps utile à l'équipe de conduite. De ce fait, un essai périodique programmé rendant indisponible le système de surveillance atmosphérique a été entrepris, créant une situation de cumul d'indisponibilités. Le circuit d'injection de sécurité, constitué de deux voies redondantes et de trois réservoirs sous pression, appelés accumulateurs, permet, en cas d'accident, par exemple une fuite importante du circuit primaire du réacteur, d'introduire de l'eau borée sous haute pression afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur.

Le système de surveillance atmosphérique permet de connaître les caractéristiques chimiques de l'atmosphère du bâtiment réacteur et éventuellement de l'épurer.

Les spécifications techniques d'exploitation prévoient en cas d'indisponibilité d'un seul des circuits mentionnés le passage du réacteur en arrêt pour intervention dans un délai de 3 jours. Mais, lors d'un cumul, ce délai est ramené à 24 heures. Il a été dépassé de 4 heures par l'exploitant.

Cet incident n'a pas eu de conséquence pour la sûreté. Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

#### Réacteur 4

L'**inspection** inopinée du 11 janvier a été réalisée alors que l'exploitant se préparait à passer en prolongation de cycle. Les inspecteurs ont contrôlé le respect des spécifications techniques et la qualité des procédures relatives à la prolongation de cycle.

L'**inspection** du 20 février a porté sur la recherche par sondage d'éventuelles omissions dans le programme de maintenance. Le respect des fréquences de visites a été, en particulier, vérifié.



31

**Penly**  
(Seine-Maritime)

► Centrale EDF

**Réacteur 1**

L'inspection du 16 janvier a été consacrée à l'examen d'un incident de niveau 0 survenu le 11 janvier lors d'un essai périodique du système de protection du réacteur.

**Réacteur 2**

Le réacteur a été arrêté le 20 février : une avarie survenue sur un des pôles du transformateur principal a rendu impossible la production d'électricité sur le réseau. Cet incident ne concerne pas la partie nucléaire de l'installation.

32

**Pouzauges**  
(Vendée)

► Installation d'ionisation  
**IONISOS**

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'installation au sens de l'article 4-III du décret du 11 décembre 1963, après examen du rapport définitif de sûreté, des règles générales d'exploitation et du plan d'urgence mis à jour (lettre du 30 janvier). L'autorisation de mise en service est délivrée quelques années après le démarrage des installations. Elle doit intervenir dans un délai fixé par le décret d'autorisation de création, en tenant compte de l'expérience d'exploitation des premières années.

33

**Romans-sur-Isère**  
(Drôme)

► Etablissement FBFC  
(fabrication de combustibles nucléaires)

Le 12 janvier, une **inspection** a porté sur les essais périodiques effectués par l'exploitant pour s'assurer de la

disponibilité des matériels importants pour la sûreté.

L'**inspection** réalisée le 7 février a porté sur la maîtrise par l'exploitant de la composition de l'uranium utilisé pour les fabrications de combustibles.

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 porte sur dix tonnes d'uranium (téléx du 26 février).

Le 28 février, une **inspection** a été consacrée aux travaux d'aménagement du bâtiment de fabrication des éléments combustibles laminés.

35

**Saclay**  
(Essonne)

► Centre d'études du CEA

**Zone de gestion des effluents liquides**

L'**inspection** du 29 février avait pour objectif de dresser un état de la sûreté et de l'exploitation de l'unité d'enrobage bitumé après deux mois de fonctionnement.

**Poséidon**

L'**inspection** du 18 janvier a porté sur l'application des prescriptions techniques et des règles générales d'exploitation.

**Laboratoire d'études des combustibles irradiés (LECI)**

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** une dérogation aux prescriptions techniques en vue de la réception de deux tronçons de crayon combustible de type MOX d'une teneur en plutonium supérieure à celle autorisée dans l'installation (lettre du 16 février).

**Laboratoire de haute activité (LHA)**

L'**inspection** du 15 février a porté sur la conformité des dispositions et pratiques mises en œuvre dans l'installation, conformément aux de-

mandes faites en novembre 1994 par le Groupe permanent d'experts chargé des usines.

Un **incident** est survenu le 16 février : des contrôles effectués lors de la sortie d'un fût de déchets de la cellule 2 du laboratoire ont mis en évidence une contamination significative sur ce fût et au voisinage du poste de travail. L'activité totale dispersée, qui a pour origine un mélange comprenant essentiellement de l'américium 241, est estimée à quelques centaines de becquerels. Après enquête, l'exploitant indique que la contamination s'est vraisemblablement produite le 13 février lors de la manipulation d'échantillons de déchets. Par ailleurs, certains de ces échantillons contenaient une activité supérieure à l'activité maximale autorisée au poste de travail concerné.

Les contrôles réalisés par l'exploitant montrent que cet incident n'a pas eu de conséquence pour le personnel et l'environnement. En particulier, aucune trace de contamination n'a été détectée au niveau de la cheminée de rejets gazeux.

Cependant, en raison de la défaillance d'une barrière de confinement qui aurait pu entraîner une sur-exposition des travailleurs, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Une **inspection** a été effectuée le 26 février afin d'examiner de manière approfondie les circonstances de cet incident.

**Accélérateur linéaire de Saclay (ALS)**

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la poursuite de l'exploitation de l'installation après examen de la mise à jour du rapport de sûreté et des règles générales d'exploitation et a notifié les nouvelles prescriptions techniques qui lui sont applicables (lettre du 23 février).

**Usine de production de radioéléments artificiels - CIS Bio international**

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réalisation des travaux d'aménagement du bâtiment 539 destiné à l'entreposage à sec de matières et matériels radioactifs (lettre du 24 janvier).

36

**Saint-Alban**  
(Isère)

► Centrale EDF

**Ensemble du site**

L'inspection du 4 janvier a porté sur le système ETY, qui permet notamment le contrôle des gaz inflammables dans l'enceinte de confinement en situation post-accidentelle. Les inspecteurs ont en particulier examiné les gammes de maintenance et d'essais périodiques et ont procédé à un examen visuel des parties accessibles de ce système.

L'inspection du 19 janvier portait sur le respect des spécifications techniques lors de certaines phases de conduite délicates appelées transitoires. Les inspecteurs ont examiné les enregistrements relatifs à quelques transitoires de l'année 1995.

**Réacteur 1**

Un incident est survenu le 20 février : alors que le réacteur était en fonctionnement normal, la défaillance d'un circuit de ventilation a entraîné une baisse de température dans le local des réservoirs de stockage d'acide borique. Lorsque cette température descend en dessous de 20 °C, les spécifications techniques d'exploitation imposent d'arrêter le réacteur, ce qui n'a pas été fait.

Mélangée au circuit primaire, la solution d'acide borique ainsi stockée permet de contrôler et, le cas échéant, d'arrêter la réaction nucléaire. Le bore a en effet la propriété d'absorber les neutrons. La concentration en bore étant élevée dans ce mélange, la température ne doit pas descendre trop bas afin d'éviter la cristallisation de celui-ci.

L'exploitant s'est assuré que la température dans les réservoirs de stockage d'acide borique restait supérieure au seuil de cristallisation. Cet incident n'a donc pas eu de conséquence pour la sûreté. Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

37

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

► Centrale EDF

**Ensemble du site**

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 23 janvier (voir « En bref... France » p. 21).

L'inspection du 9 janvier avait pour objectif d'examiner le plan d'urgence interne (PUI) qui est mis en œuvre en cas d'accident. Les inspecteurs ont plus particulièrement porté leur attention sur la mise en place des postes de commandement et sur le déploiement des moyens associés.

**Centrale B**

L'inspection du 28 février avait pour objectif d'examiner la politique et l'organisation du site en matière de radioprotection, notamment sur le réacteur 1 qui était arrêté depuis le mois d'août 1995 pour des opérations de maintenance et pour le remplacement des générateurs de vapeur. Les objectifs et les moyens mis en œuvre pour diminuer et optimiser l'exposition des intervenants aux rayonnements ionisants ont fait l'objet d'une attention particulière.

**Réacteur 1**

Le réacteur, à l'arrêt depuis le mois d'août, a divergé le 12 février.

38

**Soulaines-Dhuys**  
(Aube)

► Centre de stockage de l'Aube (ANDRA)

Une inspection a eu lieu le 6 février sur les conditions d'exploitation de l'atelier de conditionnement des déchets. Les inspecteurs ont examiné en particulier l'exploitation et la maintenance des matériels de manutention des colis.

39

**Strasbourg**  
(Bas-Rhin)

► Réacteur universitaire de Strasbourg

L'exploitant du réacteur a informé l'Autorité de sûreté de sa décision d'arrêter l'exploitation de ce réacteur dans un avenir proche. L'hypothèse principale qui est actuellement envisagée est un arrêt de l'installation au milieu de l'année 1996 et une évacuation du combustible au début de l'année 1997.

40

**Tricastin**  
(Drôme)

► Centrale EDF

**Ensemble du site**

L'inspection du 12 janvier avait pour but de vérifier le respect des spécifications techniques d'exploitation lors des opérations de conduite normale et de contrôler le bon comportement des installations lors de certaines phases délicates de conduite appelées transitoires. Les inspecteurs ont examiné en particulier les enregistrements de l'année 1995.

L'inspection du 24 janvier a porté sur le respect des limites relatives aux taux de fuite des tubes des générateurs de vapeur. Ces tubes constituent l'une des barrières entre les matières radioactives et l'environnement.

Le 13 février, l'exploitant a constaté une présence anormale de radioactivité, lors du passage d'un camion transportant une cuve devant les ballons de détection placés à la sortie du site de la centrale.

Des recherches immédiatement entreprises ont permis de déterminer l'origine de la contamination. La cuve en cause, utilisée pour l'alimentation en eau d'un appareil de nettoyage haute pression, avait été remplie le 5 février au moyen d'un tuyau contaminé par de l'eau radioactive. Environ 1,5 m<sup>3</sup> de cette eau avaient été rejetés le même jour dans un réseau d'eaux pluviales.

Cet incident a entraîné un rejet dans l'environnement d'environ 1,4 mégabecquerels. Cette valeur corres-

31

**Penly**  
(Seine-Maritime)

► Centrale EDF

**Réacteur 1**

L'inspection du 16 janvier a été consacrée à l'examen d'un incident de niveau 0 survenu le 11 janvier lors d'un essai périodique du système de protection du réacteur.

**Réacteur 2**

Le réacteur a été arrêté le 20 février : une avarie survenue sur un des pôles du transformateur principal a rendu impossible la production d'électricité sur le réseau. Cet incident ne concerne pas la partie nucléaire de l'installation.

32

**Pouzauges**  
(Vendée)

► Installation d'ionisation  
IONISOS

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'installation au sens de l'article 4-III du décret du 11 décembre 1963, après examen du rapport définitif de sûreté, des règles générales d'exploitation et du plan d'urgence mis à jour (lettre du 30 janvier). L'autorisation de mise en service est délivrée quelques années après le démarrage des installations. Elle doit intervenir dans un délai fixé par le décret d'autorisation de création, en tenant compte de l'expérience d'exploitation des premières années.

33

**Romans-sur-Isère**  
(Drôme)

► Etablissement FBFC  
(fabrication de combustibles nucléaires)

Le 12 janvier, une inspection a porté sur les essais périodiques effectués par l'exploitant pour s'assurer de la

disponibilité des matériels importants pour la sûreté.

L'inspection réalisée le 7 février a porté sur la maîtrise par l'exploitant de la composition de l'uranium utilisé pour les fabrications de combustibles.

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 porte sur dix tonnes d'uranium (télex du 26 février).

Le 28 février, une inspection a été consacrée aux travaux d'aménagement du bâtiment de fabrication des éléments combustibles laminés.

35

**Saclay**  
(Essonne)

► Centre d'études du CEA

**Zone de gestion des effluents liquides**

L'inspection du 29 février avait pour objectif de dresser un état de la sûreté et de l'exploitation de l'unité d'enrobage bitumé après deux mois de fonctionnement.

**Poséidon**

L'inspection du 18 janvier a porté sur l'application des prescriptions techniques et des règles générales d'exploitation.

**Laboratoire d'études des combustibles irradiés (LECI)**

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé une dérogation aux prescriptions techniques en vue de la réception de deux tronçons de crayon combustible de type MOX d'une teneur en plutonium supérieure à celle autorisée dans l'installation (lettre du 16 février).

**Laboratoire de haute activité (LHA)**

L'inspection du 15 février a porté sur la conformité des dispositions et pratiques mises en œuvre dans l'installation, conformément aux de-

mandes faites en novembre 1994 par le Groupe permanent d'experts chargé des usines.

Un incident est survenu le 16 février : des contrôles effectués lors de la sortie d'un fût de déchets de la cellule 2 du laboratoire ont mis en évidence une contamination significative sur ce fût et au voisinage du poste de travail. L'activité totale dispersée, qui a pour origine un mélange comprenant essentiellement de l'américium 241, est estimée à quelques centaines de becquerels. Après enquête, l'exploitant indique que la contamination s'est vraisemblablement produite le 13 février lors de la manipulation d'échantillons de déchets. Par ailleurs, certains de ces échantillons contenaient une activité supérieure à l'activité maximale autorisée au poste de travail concerné.

Les contrôles réalisés par l'exploitant montrent que cet incident n'a pas eu de conséquence pour le personnel et l'environnement. En particulier, aucune trace de contamination n'a été détectée au niveau de la cheminée de rejets gazeux.

Cependant, en raison de la défaillance d'une barrière de confinement qui aurait pu entraîner une sur-exposition des travailleurs, cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Une inspection a été effectuée le 26 février afin d'examiner de manière approfondie les circonstances de cet incident.

**Accélérateur linéaire de Saclay (ALS)**

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé la poursuite de l'exploitation de l'installation après examen de la mise à jour du rapport de sûreté et des règles générales d'exploitation et a notifié les nouvelles prescriptions techniques qui lui sont applicables (lettre du 23 février).

**Usine de production de radioéléments artificiels - CIS Bio international**

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé la réalisation des travaux d'aménagement du bâtiment 539 destiné à l'entreposage à sec de matières et matériels radioactifs (lettre du 24 janvier).

36

**Saint-Alban**  
(Isère)

► Centrale EDF

**Ensemble du site**

L'inspection du 4 janvier a porté sur le système ETY, qui permet notamment le contrôle des gaz inflammables dans l'enceinte de confinement en situation post-accidentelle. Les inspecteurs ont en particulier examiné les gammes de maintenance et d'essais périodiques et ont procédé à un examen visuel des parties accessibles de ce système.

L'inspection du 19 janvier portait sur le respect des spécifications techniques lors de certaines phases de conduite délicates appelées transitoires. Les inspecteurs ont examiné les enregistrements relatifs à quelques transitoires de l'année 1995.

**Réacteur 1**

Un incident est survenu le 20 février : alors que le réacteur était en fonctionnement normal, la défaillance d'un circuit de ventilation a entraîné une baisse de température dans le local des réservoirs de stockage d'acide borique. Lorsque cette température descend en dessous de 20 °C, les spécifications techniques d'exploitation imposent d'arrêter le réacteur, ce qui n'a pas été fait.

Mélangée au circuit primaire, la solution d'acide borique ainsi stockée permet de contrôler et, le cas échéant, d'arrêter la réaction nucléaire. Le bore a en effet la propriété d'absorber les neutrons. La concentration en bore étant élevée dans ce mélange, la température ne doit pas descendre trop bas afin d'éviter la cristallisation de celui-ci.

L'exploitant s'est assuré que la température dans les réservoirs de stockage d'acide borique restait supérieure au seuil de cristallisation. Cet incident n'a donc pas eu de conséquence pour la sûreté. Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

37

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

► Centrale EDF

**Ensemble du site**

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 23 janvier (voir « En bref... France » p. 21).

L'inspection du 9 janvier avait pour objectif d'examiner le plan d'urgence interne (PUI) qui est mis en œuvre en cas d'accident. Les inspecteurs ont plus particulièrement porté leur attention sur la mise en place des postes de commandement et sur le déploiement des moyens associés.

**Centrale B**

L'inspection du 28 février avait pour objectif d'examiner la politique et l'organisation du site en matière de radioprotection, notamment sur le réacteur 1 qui était arrêté depuis le mois d'août 1995 pour des opérations de maintenance et pour le remplacement des générateurs de vapeur. Les objectifs et les moyens mis en œuvre pour diminuer et optimiser l'exposition des intervenants aux rayonnements ionisants ont fait l'objet d'une attention particulière.

**Réacteur 1**

Le réacteur, à l'arrêt depuis le mois d'août, a divergé le 12 février.

38

**Soulaines-Dhuys**  
(Aube)

► Centre de stockage de l'Aube (ANDRA)

Une inspection a eu lieu le 6 février sur les conditions d'exploitation de l'atelier de conditionnement des déchets. Les inspecteurs ont examiné en particulier l'exploitation et la maintenance des matériels de maintenance des colis.

39

**Strasbourg**  
(Bas-Rhin)

► Réacteur universitaire de Strasbourg

L'exploitant du réacteur a informé l'Autorité de sûreté de sa décision d'arrêter l'exploitation de ce réacteur dans un avenir proche. L'hypothèse principale qui est actuellement envisagée est un arrêt de l'installation au milieu de l'année 1996 et une évacuation du combustible au début de l'année 1997.

40

**Tricastin**  
(Drôme)

► Centrale EDF

**Ensemble du site**

L'inspection du 12 janvier avait pour but de vérifier le respect des spécifications techniques d'exploitation lors des opérations de conduite normale et de contrôler le bon comportement des installations lors de certaines phases délicates de conduite appelées transitoires. Les inspecteurs ont examiné en particulier les enregistrements de l'année 1995.

L'inspection du 24 janvier a porté sur le respect des limites relatives aux taux de fuite des tubes des générateurs de vapeur. Ces tubes constituent l'une des barrières entre les matières radioactives et l'environnement.

Le 13 février, l'exploitant a constaté une présence anormale de radioactivité, lors du passage d'un camion transportant une cuve devant les balises de détection placées à la sortie du site de la centrale.

Des recherches immédiatement entreprises ont permis de déterminer l'origine de la contamination. La cuve en cause, utilisée pour l'alimentation en eau d'un appareil de nettoyage haute pression, avait été remplie le 5 février au moyen d'un tuyau contaminé par de l'eau radioactive. Environ 1,5 m<sup>3</sup> de cette eau avaient été rejetés le même jour dans un réseau d'eaux pluviales.

Cet incident a entraîné un rejet dans l'environnement d'environ 1,4 mégabecquerels. Cette valeur corres-

pond à un millionième de l'autorisation annuelle de rejet de la centrale.

Cet incident n'a eu de conséquence ni sur la sûreté des installations, ni sur la santé du chauffeur du camion et des populations locales. Il a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

**Réacteur 2**

Un **Incident** est survenu le 23 février : alors que le réacteur était en fonctionnement normal, au cours d'une manœuvre normale d'exploitation, le circuit d'appoint en eau borée du réacteur s'est révélé indisponible, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation.

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

- accroître ou diminuer la concentration en bore dans l'eau du circuit primaire par ce circuit d'appoint, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire ;

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

L'indisponibilité du circuit d'appoint en eau borée était due à la fermeture inappropriée d'une vanne manuelle de ce circuit, empêchant ainsi les pompes d'envoyer l'eau borée vers le circuit primaire. Dès la découverte de l'incident, le circuit a été remis en service.

Un autre système, le système d'injection de sécurité, qui permet l'introduction rapide d'eau borée en situation accidentelle, est toujours resté disponible. Cet incident n'a donc pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation.

Des incidents analogues étaient déjà survenus sur les réacteurs 2 le 11 avril 1994, le 23 juin 1995 et le 22 janvier 1996 (voir ci-après pour ce dernier).

Compte tenu de la mauvaise prise en compte du retour d'expérience de ces trois autres incidents, l'incident du 23 février a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

**Réacteur 3**

Un **incident** est survenu le 22 janvier : alors que le réacteur était en fonctionnement normal, au cours d'une manœuvre normale d'exploitation, le circuit d'appoint en eau bo-

rée du réacteur s'est révélé indisponible, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation. Cet incident est identique mais antérieur à celui décrit au paragraphe précédent.

Compte tenu de la mauvaise prise en compte du retour d'expérience des incidents antérieurs du 11 avril 1994 et du 23 juin 1995, l'incident du 22 janvier 1996 a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

**Réacteur 4**

Le réacteur a été mis à l'**arrêt** pour visite partielle et rechargement en combustible le 10 février.

Un **Incident** est survenu le 12 février : en début d'arrêt, l'exploitant a découvert l'indisponibilité, durant le cycle de fonctionnement précédent, du système de protection des pompes du circuit primaire contre un incendie éventuel.

Trois pompes primaires assurent la circulation de l'eau dans le circuit primaire et donc le refroidissement du cœur. La protection contre l'incendie du moteur de ces pompes est assurée par un système d'extinction à eau pulvérisée, alimenté par un réservoir d'eau situé dans un local distinct des pompes (système JPI). En ultime secours, les rampes de pulvérisation du système JPI peuvent, par commande à distance depuis la salle de commande, être alimentées par le circuit de protection incendie du bâtiment réacteur relié au circuit d'incendie du site.

Le 12 février, il a été constaté que le bouchon de l'évent de chacun des réservoirs d'eau servant à la protection incendie des pompes primaires n'avait pas été remis en place à la suite d'une intervention effectuée pendant l'arrêt pour rechargement du réacteur survenu en 1995. L'absence de ce bouchon rend indisponible le fonctionnement du système JPI.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. En effet, la procédure d'ultime secours d'alimentation du système JPI par le circuit d'incendie du site pouvait être mise en œuvre pour assurer la protection incendie des pompes primaires.

Cette anomalie ayant déjà été mise en évidence en septembre 1995 sur le réacteur 3, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Le même jour (12 février), une perturbation de la vidange et de la me-

sure de niveau d'eau du circuit primaire a été constatée lors de la vidange de ce circuit.

Après l'arrêt du réacteur, l'exploitant est amené à vidanger partiellement le circuit primaire afin d'atteindre un niveau d'eau permettant le démontage du couvercle de la cuve du réacteur pour effectuer le déchargement du combustible. Pendant cette vidange, le niveau et la température de l'eau primaire, ainsi que le fonctionnement des pompes de refroidissement à l'arrêt du combustible, doivent être surveillés attentivement pour détecter toute anomalie pouvant compromettre le refroidissement du cœur du réacteur.

Le 12 février, pendant la vidange du circuit primaire, une vanne a été, par erreur, laissée fermée. Ceci a entraîné une perturbation de la vidange et de la mesure du niveau d'eau du circuit primaire. Dès la découverte de cette erreur, la vanne a été ouverte et un appoint d'eau préventif a été effectué afin de remonter le niveau dans le circuit primaire et de retrouver une mesure de niveau stable. Lors de cet incident, le niveau d'eau dans le circuit primaire est resté au-dessus du niveau minimum requis et le fonctionnement de la pompe de refroidissement en service n'a pas été affecté. Cet événement n'a donc pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation.

Une **inspection** de l'Autorité de sûreté le 20 février a été consacrée à l'examen des circonstances de cet incident, qui a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Le but de l'**inspection** inopinée du 21 février était essentiellement de vérifier que les agents prestataires d'EDF effectuaient les travaux de maintenance du réacteur en respectant les règles d'assurance de la qualité.

➤ **Etablissement COGEMA**

**Ensemble de l'établissement**

Le 20 février, une **inspection** a porté sur le traitement des incidents. Les inspecteurs ont vérifié que les modalités d'information de l'Autorité de sûreté nucléaire en matière de déclaration des incidents étaient respectées.

**Installation TU5**

Le 16 janvier, les ministres chargés de l'industrie et de l'environnement ont

**autorisé** la mise en exploitation de l'installation dite TU5. L'installation TU5 est destinée à convertir, sous forme solide aisément entreposable et recyclable, le nitrate d'uranyle produit lors du retraitement, dans les usines de La Hague, des combustibles usés. L'autorisation précitée limite toutefois le fonctionnement de l'atelier à la production d'un seul des composés possibles : le sesquioxyde d'uranium ( $U_3O_8$ ). Pour la fabrication de tétrafluorure d'uranium ( $UF_4$ ), une autre autorisation des ministres sera nécessaire.

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

L'**inspection** du 18 janvier a porté sur l'atelier de crayonnage et d'assemblage et plus particulièrement sur le respect des règles générales d'exploitation et des prescriptions

techniques applicables à l'installation.

L'**inspection** du 22 février a porté sur le confinement et la ventilation des installations. Les inspecteurs ont examiné les rapports d'audit internes à la société et se sont intéressés à la mise en œuvre des actions correctrices prises à la suite des incidents de ventilation de la fin de l'été 1995.

► **Usine Eurodif (enrichissement de l'uranium)**

L'**inspection** du 25 janvier a porté sur les contrôles et essais périodiques réalisés sur les matériels importants pour la sûreté.

► **Installation Socatri**

L'**inspection** réalisée le 16 février avait pour but de vérifier la qualité des opérations de maintenance effectuées sur les équipements im-

portants pour la sûreté. Ce contrôle concernait les interventions proprement dites, faites à titre curatif ou préventif, ainsi que les essais et dispositions prises pour garantir la disponibilité des équipements après intervention (requalification des systèmes).

41

**Veurey-Voroize (Isère)**

► **Etablissement SICN (Fabrication de combustibles nucléaires)**

L'**inspection** du 26 janvier a porté sur les modifications, à la suite des observations faites par la DSIN, des procédures relatives au traitement des déchets et des effluents.

**Réunions et inspections hors installations nucléaires**

*Un certain nombre d'inspections et de réunions ont lieu en dehors des sites des installations nucléaires. Elles portent le plus souvent sur des problèmes d'organisation, ou constituent des contrôles chez les fournisseurs des exploitants nucléaires français, tant en France qu'à l'étranger. Cinq inspections ou visites et 2 réunions ont eu lieu à ce titre en janvier et février.*

Une **visite technique** a été organisée le 10 janvier au magasin national d'EDF à Creil pour vérifier l'organisation et les moyens mis en place pour garantir la bonne conservation des pièces de rechange du circuit primaire principal. Ces pièces peuvent être stockées plusieurs années avant utilisation.

Une **inspection** a eu lieu le 24 janvier à l'usine Cezus de Montreuil-Juigné (Maine-et-Loire). Son thème était la qualité des produits à base de zirconium entrant dans la composition des assemblages de Framatome.

Une **réunion technique** s'est déroulée le 31 janvier avec le Département maintenance de l'EPN pour faire le bilan du retour d'expérience des contrôles des tubes des générateurs de vapeur réalisés au cours de l'année 1995 et pour discuter des dispositions envisagées par EDF pour contrôler ces tubes au cours des arrêts de tranche de 1996.

Une **inspection** a été réalisée les 8 et 9 février au Groupe des laboratoires de l'EPN à Saint-Denis pour faire le point de l'application des dispositions de l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité au niveau de l'organisation de ce service, responsable de la réalisation des contrôles non destructifs notamment sur les composants importants pour la sûreté des réacteurs EDF.

Une **inspection** a été effectuée le 13 février au Département maintenance de l'EPN afin de vérifier l'état d'avancement des travaux engagés au titre de l'inspection en service des tuyauteries d'alimentation en eau des générateurs de vapeur et de l'analyse de nocivité des défauts observés au niveau du raccordement de ces tuyauteries avec les générateurs de vapeur.

Une **visite technique** a été entreprise les 15 et 16 février à l'usine GEC Alsthom Velan de Lyon pour vérifier la qualité de la réalisation de certains organes de robinetterie destinés à équiper le circuit primaire principal des réacteurs de Civaux et des pièces de rechange associées nécessaires sur les autres réacteurs du parc EDF.

Une **réunion technique** a été organisée le 16 février pour faire le point d'avancement de la revue de conception des composants internes des générateurs de vapeur lancée par EDF. Cette étude fait suite aux multiples dégradations observées sur les plaques entretoises et sur certains blocs de supportage des enveloppes de faisceau tubulaire. Les conclusions de cette étude sont attendues pour la fin de l'année 1996.

# En bref... France

## Réunion de la CIINB

La Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB) s'est réunie le 7 février sous la présidence de Monsieur Yves Galmot, président de section au Conseil d'Etat, nommé président de la CIINB par arrêté du Premier ministre du 23 janvier 1996.

Trois projets de textes réglementaires ont été examinés :

- le projet de décret autorisant la société SOCODEI à créer une installation nucléaire de base, dénommée Centraco, sur la commune de Codolet (Gard) ;
- le projet de décret relatif à la mise à l'arrêt définitif de la centrale électronucléaire de type UNGG, dénommée Bugey 1 (INB n° 45) ;
- le projet de décret relatif au démantèlement de la centrale électronucléaire de type UNGG dénommée Chinon A3 (INB n° 7).



Bugey : au premier plan le réacteur UNGG.

## Réunion de la CCAP

La Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression (CCAP) s'est réunie le 6 février.

Au cours de cette réunion, il a été procédé à l'examen du dossier relatif à la tenue en service de l'acier inconel 690 et à l'étude des voies à suivre pour compléter la connaissance du comportement de ce matériau.

## Réunion du Groupe permanent « déchets »

Le Groupe permanent « déchets » s'est réuni les 26, 27 et 28 février pour examiner le bilan des travaux de reconnaissance menés par l'ANDRA dans les départements du Gard, de la Haute-Marne, de la Meuse et de la Vienne, en vue de l'implantation de laboratoires souterrains. Ce Groupe permanent a également examiné les documents de synthèse élaborés par l'ANDRA traitant des aspects complémentaires aux investigations géologiques. Une attention particulière a été portée à la présence ou à l'absence d'éléments rédhibitoires au regard des critères essentiels de la règle fondamentale de sûreté (RFS) n° III-2.f, et aux caractéristiques favorables des sites étudiés.

## Réunion du CSSIN

Le Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires (CSSIN) s'est réuni à Paris le 16 janvier 1996 sous la présidence de M<sup>me</sup> Dominique Leglu. Son ordre du jour était le suivant :

- maintenance, prestataires et conditions de travail à EDF ;
- communication sur les conclusions du rapport de la DRIRE Provence-Alpes-Côte d'Azur sur l'accident du 31 mars 1994 survenu à proximité du réacteur Rapsodie de Cadarache ;
- mouvements de grève sur les sites nucléaires d'EDF durant les mois de novembre et décembre 1995 ;
- questions d'actualité :
  - situation du réacteur Superphénix ;
  - situation du réacteur à neutrons rapides de Monju (Japon) ;
  - situation du réacteur 1 de Chooz B ;
  - situation du centre de stockage de la Manche.

A propos du premier point de l'ordre du jour, plusieurs participants ont rappelé leurs préoccupations quant aux contraintes imposées au personnel des sociétés sous-traitantes d'EDF. Le Conseil a décidé de faire périodiquement le point de l'évolution de ce dossier.

**COMMUNIQUE DE PRESSE DE LA DSIN DU 16 JANVIER 1996**

La DRIRE PACA vient d'établir son rapport sur l'accident mortel survenu le 31 mars 1994 sur l'ancien réacteur Rapsodie du centre d'études de Cadarache (CEA). Ce rapport, réalisé à la demande de la DSIN, s'appuie notamment sur deux expertises demandées respectivement à l'IPSN et à l'INERIS. L'ensemble du dossier a été transmis au Procureur de la République d'Aix-en-Provence.

Ce rapport conclut, comme l'avait fait avant lui le rapport de la commission d'enquête interne du CEA, que l'accident est directement dû à l'emballement incontrôlé d'une réaction complexe, inconnue jusqu'ici, entre les constituants présents dans la cuve.

Le rapport de la DRIRE met également en lumière un certain nombre de lacunes et d'anomalies :

- les enseignements issus d'opérations comparables réalisées antérieurement ont été insuffisamment utilisés ;
- l'organisation de la sûreté et de la qualité pour cette opération était insuffisante ;
- les opérateurs ont eu par moments un comportement hasardeux.

Sur ces différents points, les discussions sont en cours entre le CEA et l'Autorité de sûreté ; le CEA doit s'engager vis-à-vis de l'Autorité de sûreté sur un programme d'amélioration concret.

L'accident de Cadarache, qui a fait une victime, est survenu lors des opérations d'élimination par lavage à l'alcool d'un fond de cuve contenant du sodium, qui faisait partie de l'ancien réacteur à neutrons rapides Rapsodie, en cours de démantèlement.

Un débat s'est ensuite engagé au sein du CSSIN sur les analyses et les questions présentées dans le rapport de la DRIRE Provence-Alpes-Côte d'Azur sur l'accident de Cadarache, ainsi que sur les éléments contenus dans le communiqué de presse émis par la DSIN sur ce dossier. Un certain nombre de représentants syndicaux ont en particulier manifesté leur désaccord sur les conclusions du rapport et le libellé du communiqué de la DSIN (voir encadré ci-dessus), qui leur semblait charger excessivement le CEA et ses agents.



Les abords de Rapsodie après l'explosion.

**Réunion de la CLI de Belleville**

La Commission locale d'information (CLI) de la centrale de Belleville s'est réunie le 16 février. Cette réunion a permis de faire un point sur les enseignements tirés de l'exercice de crise qui a eu lieu en 1995. L'édition d'une plaquette d'information du public et l'élaboration d'un planning annuel d'exercices de crise ont été décidés.

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

La Commission locale d'information de Nogent-sur-Seine a tenu le 24 janvier sa première réunion de l'année 1996. Les principaux thèmes abordés ont été les suivants :

- bilan 1995 du fonctionnement de la centrale de Nogent-sur-Seine ;
- bilan 1995 des actions de contrôle et d'inspection de la centrale par la DRIRE Champagne-Ardenne (15 inspections au titre de la sûreté nucléaire, globalement près de 30 déplacements sur le site) ;
- bilan d'action 1995 de la Commission et définition des actions 1996.

Les faits marquants de l'action de l'année 1995 sont la rencontre avec les médecins et les pharmaciens de la région de Nogent





Centrale de Nogent-sur-Seine.

(19 janvier 1995) et l'élaboration d'un document destiné aux scolaires sur la conduite à tenir en cas d'accident sur les installations. Ces travaux ont été conduits avec l'aide d'un comité de pilotage créé en 1995. La Commission s'est réunie deux fois en séance plénière en 1995.

En 1996 elle poursuivra son action d'information vers les élèves et les enseignants à partir des documents élaborés, visitera les locaux de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) et élaborera une fiche réflexe pour les maires, destinée à faciliter l'organisation locale des secours en situation de crise.

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

La Commission locale d'information (CLI) de la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux s'est réunie le 23 janvier. En prévision d'un exercice de crise qui aurait dû avoir lieu le 31 janvier 1996 et qui a été reporté, elle a abordé les questions suivantes :

- comment le risque est-il perçu par le public ?
- en quoi le naufrage du Titanic résultait-il de lacunes de culture de sûreté ?
- quelle est la responsabilité des maires dans la gestion des crises ?
- comment fonctionne l'échelle INES ?

### CSPI la Hague

La Commission spéciale et permanente d'information de La Hague s'est réunie le 26 février sous la présidence de M. Yves Bonnet, Président.

Parmi les points abordés au cours de cette réunion :

- le représentant de l'ACRO a fait un exposé sur le Centre de stockage de la Manche (CSM) dans la suite de l'enquête publique ;
- la DRIRE a présenté les procédures administratives liées au traitement de l'iode 129 issu du retraitement des combustibles irradiés de La Hague ;
- une information a été donnée concernant l'état des discussions préalables à la conclusion d'un protocole avec l'ANDRA en vue d'une campagne de mesure de radioactivité autour du CSM.

### Réunion du Bureau de la CLI du Blayais

Une réunion du Bureau de la CLI s'est tenue le 2 février afin de préparer la première assemblée générale de 1996 qui a eu lieu le 16 février sur le site de la centrale.

Les principaux points abordés à cette occasion ont été :

- les incidents de décembre 1995 et notamment l'acte de malveillance du 14 décembre (incident « sel » - voir Contrôle n° 109) ;
- un bilan général, par les différents acteurs, de l'exercice national de crise du 18 octobre 1995, complété par les conclusions des observateurs de la CLI ;
- un bilan final, présenté par la DRIRE et l'exploitant, des visites décennales réalisées entre 1992 et 1995 sur les quatre réacteurs du site ;
- le programme d'activité de l'année 1996, pendant laquelle les actions de communication seront renforcées, notamment vers les établissements scolaires ;



Centrale du Blayais.

– le calendrier prévisionnel des réunions du Bureau et de la prochaine Assemblée Générale.

### **Nouvelles de la CLI du Gard**

La sous-commission « santé » de la CLI du Gard a été mise en place, sous la responsabilité du Professeur Artus, pour étudier l'impact potentiel du site de Marcoule sur la santé. Il est notamment envisagé de faire une étude de l'incidence des leucémies lymphoïdes sur les enfants de moins de 15 ans dans une zone de 20 à 30 km autour de Marcoule. Au cours de la réunion qui s'est tenue le 7 février, les débats ont porté sur la réalisation de cette étude épidémiologique. La CLI du Gard, dont la dénomination officielle est : « Commission locale d'information auprès des équipements énergétiques du Gard » a été créée en application de la circulaire du Premier ministre de 1981. Elle est présidée par le président du Conseil général du Gard.

### **Nouvelles de l'ILCI du Gard**

Créée le 20 mai 1994, en application de la loi du 30 décembre 1991, et présidée par le Préfet du Gard, cette instance a pour dénomination officielle : « Commission locale d'information et de suivi des travaux de reconnaissance géologique préalables à la décision d'installation d'un laboratoire de recherche souterrain sur la gestion des déchets radioactifs ».

Le Bureau de cette Commission s'est réuni le 31 janvier. Cette réunion a permis de faire le point sur l'état d'avancement des travaux de l'ANDRA dans le Gard, ainsi que dans les autres départements.

Les autres sujets à l'ordre du jour concernaient les procédures administratives qui seront menées au cours des prochains mois pour les sites retenus et le calendrier des conférences qui seront prochainement organisées (les options développées à l'étranger, la transmutation, les effets des faibles doses sur le personnel nucléaire français). La première de ces conférences a eu lieu le 5 février : le Professeur Kühn, de l'université allemande de Clausthal, et M. Thergerström, chef du Département stockage profond de SKB en Suède, ont présenté les options développées dans ces deux pays.

### **Réunion de l'ILCI de la Haute-Marne**

La Commission nationale d'évaluation, chargée d'élaborer un rapport annuel sur les recherches concernant la gestion des déchets radioactifs (loi du 30 décembre 1991), a présenté le 29 février dernier son premier rapport (rendu public le 4 juillet 1995) à l'Instance locale de concertation et d'information sur les travaux menés par l'ANDRA dans le département de la Haute-Marne. Les principales conclusions de ce rapport ont été soulignées, à savoir la nécessité d'une coordination scientifique et technique accrue des recherches menées et le caractère très tendu du calendrier défini par la loi. La présentation a été suivie d'un débat et d'échanges avec les membres de l'instance ; les principaux thèmes évoqués ont été la réversibilité d'un stockage souterrain, les liaisons entre les études sur l'entreposage des déchets, la séparation-transmutation des éléments à vie longue et la poursuite d'un programme nucléaire, les critères de choix d'un site d'étude (laboratoire) et les impacts sur la santé d'un stockage souterrain.

# Relations internationales

## **G24 – Coordination des actions en Europe de l'Est**

Le Comité directeur du groupe G24, chargé de coordonner les actions d'assistance dans le domaine de la sûreté nucléaire pour les pays d'Europe de l'Est, s'est réuni à Bruxelles les 26 et 27 février. Il a en particulier examiné comment assurer la continuité de la coordination.

## **G7 – Groupe de Travail sur la Sûreté Nucléaire**

Le groupe de travail sur la sûreté nucléaire, créé au sein du G7, s'est réuni à Paris sous présidence française les 23 et 24 janvier. Les objectifs à court terme de ce groupe sont de mettre en place, dans les meilleurs délais, les actions décidées entre l'Ukraine et les pays du G7 pour la fermeture de la centrale de Tchernobyl avant l'an 2000.

Le groupe de travail a eu en même temps des entretiens avec les autorités russes pour préparer le Sommet sur la sûreté nucléaire qui se tiendra à Moscou les 19 et 20 avril.

## **AIEA**

Les comités récemment mis en place (voir Contrôle n° 109) pour suivre l'élaboration et l'exécution des programmes de l'AIEA concernant la sûreté nucléaire et les pratiques réglementaires ont tenu leurs premières réunions : le WASSAC (Waste Safety Standards Advisory Committee) du 5 au 9 février et le NUSSAC (Nuclear Safety Standards Advisory Committee) du 26 au 29 février ; la DSIN conduisait dans les deux cas la délégation française.

Un représentant de la DSIN a par ailleurs participé à Vienne du 28 février au 1<sup>er</sup> mars à une réunion de consultants chargés d'établir un projet de glossaire relatif au programme RADWASS (Radioactive Waste Safety Standards) et destiné à harmoniser les définitions des termes utilisés dans les différents programmes relatifs aux documents de sûreté établis par l'Agence.

## **CE – Assistance aux Autorités de sûreté des pays d'Europe de l'Est**

Le groupe de coordination de l'assistance européenne aux Autorités de sûreté des pays d'Europe de l'Est (RAMG) s'est réuni à Bruxelles le 28 février et a examiné l'avancement des différents programmes.

## **Afrique du Sud**

Une délégation de la DSIN et de son appui technique l'IPSN s'est rendue à Johannesburg puis au Cap du 5 au 9 février pour participer à la première réunion annuelle avec le « Council for Nuclear Safety » (CNS) d'Afrique du Sud, dans le cadre de l'accord bilatéral signé en septembre dernier.

Outre une présentation réciproque détaillée des organisations chargées d'assurer le contrôle de la sûreté nucléaire en France et en Afrique du Sud, les sujets qui ont été abordés étaient centrés sur l'évaluation périodique de sûreté, l'analyse probabiliste, la fragilisation des cuves, le combustible nucléaire, son entreposage, la gestion des déchets radioactifs.

Plusieurs actions spécifiques de coopération auront lieu dans les mois à venir.

La réunion avec CNS a été suivie d'une visite de la centrale de Koeberg et d'une réunion commune avec l'exploitant ESKOM. La centrale de Koeberg, qui a pour référence Tricastin, n'a connu que peu de modifications liées à la sûreté nucléaire depuis son démarrage ; l'objectif principal de l'exploitant est de se situer par rapport à un référentiel international et de procéder aux aménagements nécessaires.



Centrale de Koeberg.

EDF a proposé d'aider l'exploitant à se situer par rapport au contexte français.

### Allemagne

Le Comité de direction franco-allemand sur la sûreté nucléaire (DFD) s'est réuni le 15 janvier à Paris. Les discussions ont porté sur les travaux communs relatifs à l'European Pressurized water Reactor (EPR), sur les politiques des Autorités de sûreté française et allemande en matière de gestion des déchets et sur les actions d'aide aux pays d'Europe Centrale et Orientale : les priorités relatives des actions d'assistance à l'Ukraine, dans le domaine de la sûreté nucléaire, ont été discutées ainsi que la possibilité de propositions communes franco-allemandes dans le cadre du prochain sommet du G7 à Moscou.

### Argentine

Le président du National Board of Nuclear Regulation a été reçu par la DSIN le 27 février. Il a exprimé le souhait de voir la France et l'Argentine coopérer en matière de sûreté nucléaire, notamment en ce qui concerne les déchets radioactifs, le vieillissement des composants, les facteurs humains, l'inspection.

### Belgique

Le groupe de travail franco-belge sur la sûreté des réacteurs a tenu sa troisième réunion à Paris le 2 février. Les échanges d'informations ont principalement porté sur la centrale de Chooz-B, les essais de démarrage du réacteur et les problèmes rencontrés avec les grappes de commande, sur les positions respectives des autorités de sûreté belge et française vis-à-vis de la mise en place de recombinaisons d'hydrogène et sur le retour d'expérience acquis sur les usines de fabrication de combustible MOX en Belgique et en France. En outre, un bilan a été tiré des premières expériences d'inspection commune à Tihange et Chooz.

### Chine

Le contrat signé entre LANPC (Lingao Nuclear Power Company Limited) et Framatome porte sur la fourniture de deux îlots nucléaires de 985 MWe destinés à équiper la centrale de Lingao. Cette centrale sera la réplique de celle de Daya Bay également

construite par Framatome et mise en service en 1994.

Comme pour Daya Bay, Framatome a demandé à la DSIN que les composants de la chaudière nucléaire visés par ce contrat et fabriqués en France soient soumis à la réglementation française des appareils à pression (arrêté du 26 février 1974).

Dans ce cadre, le Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN) a été désigné par le directeur de la sûreté des installations nucléaires pour assurer le contrôle de la bonne application des dispositions techniques et réglementaires de ce texte. Ceci va conduire le BCCN à intervenir chez Framatome et ses principaux sous-traitants à partir de Mars 1996, pour une durée prévisionnelle de quatre ans.

### Corée

La DSIN a reçu la visite d'un universitaire coréen, chargé par son gouvernement de faire une étude sur les organismes chargés de contrôler la sûreté nucléaire. Au-delà de cette étude, la mission de ce professeur est de situer l'Autorité de sûreté coréenne dans le contexte international.



Chooz : mécanisme des barres de commande.

### Espagne

Le Comité directeur franco-espagnol s'est réuni à Madrid le 17 janvier. La délégation française était conduite par le directeur de la sûreté des installations nucléaires. Les discussions ont porté sur les politiques des deux Autorités de sûreté en ce qui concerne la gestion des déchets radioactifs et plus particulièrement les déchets de faible et très faible radioactivité.

### Etats-Unis

Le responsable de la division chargée des problèmes de gestion des déchets à la NRC (Nuclear Regulatory Commission) a rendu visite à la DSIN. Les discussions ont essentiellement porté sur les stockages et entreposages de déchets de haute activité.

### Grande-Bretagne

Le Comité directeur franco-britannique sur les réacteurs du futur s'est réuni les 8 et 9 janvier à Bootle (Grande-Bretagne). Il a permis des échanges d'informations sur les évolutions récentes concernant la sûreté nucléaire dans les deux pays et notamment sur la réorganisation en cours du Health and Safety Executive et ses implications pour l'Autorité de sûreté britannique, la Nuclear Safety Division. Différents sujets techniques concernant les réacteurs du futur ont aussi été discutés : systèmes de protection avancés, études d'accidents et en particulier des accidents graves, études probabilistes de sûreté. Enfin, la réunion a permis de faire le point sur les échanges techniques intervenus en 1995 entre la DSIN et son homologue britannique.

Le 16 janvier, M. Richard Bye, responsable des affaires internationales au sein de l'Autorité de sûreté britannique et ancien inspecteur, a été nommé membre du Groupe permanent chargé des réacteurs, à titre d'expert.

### Japon

La DSIN a reçu la visite d'un expert du Nuclear Science and Technology Center (NUSTEC),

chargé de s'informer sur les moyens mis en œuvre par les Autorités de sûreté de plusieurs pays pour alimenter un fichier d'événements significatifs pour la sûreté.

### Slovaquie

Deux experts de l'Autorité de sûreté slovaque ont été invités par la DSIN à venir étudier pendant 15 jours la manière dont sont délivrées les autorisations réglementaires pour le stockage en surface des déchets de faible et moyenne activité. Cette visite s'est déroulée dans le cadre de l'accord signé en février 1995 entre les deux Autorités de sûreté.

Au cours de cette visite, les experts slovaques ont rencontré les différents acteurs dans le domaine, DSIN, IPSN, ANDRA, COGEMA. Ils ont aussi pu visiter les Centres de stockage de la Manche et de l'Aube.

### Ukraine

L'Autorité de sûreté ukrainienne a demandé l'assistance de la DSIN afin de définir sa stratégie dans différents domaines : organisation en cas de crise, structure de la future pyramide de documents réglementaires appelés à se substituer à ceux provenant de l'ex-Union Soviétique, mode de financement des Autorités de sûreté. Ces sujets ont été discutés lors d'une première rencontre à Kiev. D'autres rendez-vous sont déjà pris pour étudier ces problèmes plus en détail.



Centrale nucléaire de Tchernobyl.



# Le retour d'expérience des accidents nucléaires

## Sommaire

- **Avant-propos**  
par André-Claude Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires
- **Les familles d'accidents**
  - La rupture d'un tube de générateur de vapeur du réacteur 2 de Mihama au Japon  
par Gilbert Sandon, adjoint au chef du BCCN
  - Les accidents de criticité  
par Jean-Claude Puit, président de la Commission de sûreté-criticité
  - Les accidents d'exposition, en dehors des installations nucléaires de base  
par Jean-Luc Pasquier, OPRI
  - Les accidents de sous-marins nucléaires  
par Alain Tournyol du Clos, directeur de la DCN de Cherbourg
- **Les accidents étrangers marquants**
  - L'accident de Kychtym ou l'histoire d'une catastrophe secrète  
par Jean-Pierre Goumondy et Alain Simon, IPSN
  - L'incendie de Windscale en 1957 et les leçons qui en ont été tirées  
par M<sup>me</sup> S. Hutchinson et M.I.A. Bradshaw, Inspection britannique  
des installations nucléaires (HSE)
  - Les enseignements de l'accident de TMI pour la sûreté nucléaire  
par Pierre-Yves Tanguy, ancien inspecteur général pour la sûreté nucléaire d'EDF
  - L'accident de Tchernobyl  
par Daniel Quéniant, directeur délégué à la sûreté, IPSN
- **Les accidents français instructifs**
  - 13 mars 1980... incident sérieux sur la deuxième tranche de Saint-Laurent A  
par Jean-Marc Saur, sous-directeur chargé des réacteurs graphite-gaz  
et des réacteurs de recherche (DSIN)
  - 6 janvier 1981... incendie dans le site de stockage Nord-Ouest de l'usine  
de retraitement de la Hague  
par Jérôme Joly, adjoint au sous-directeur chargé des laboratoires et des usines (DSIN)
  - 12 janvier 1987... incident à la centrale de Saint-Laurent A,  
par André Leblond, EDF-DEPT
- **La recherche initiée par les accidents nucléaires**  
par Michel Livolant et Catherine Lecomte, IPSN
- **Points de vue extérieurs**
  - Tchernobyl : un accident grave et son image  
par Jérôme Strazzulla, journaliste au Figaro
  - Avons-nous retenu les leçons de Tchernobyl ?  
par Henry Catz, secrétaire Confédéral, CFDT

## Avant-Propos

A l'occasion du dixième anniversaire de Tchernobyl, Contrôle s'est donné comme objectif de dresser un panorama des accidents les plus instructifs au plan de la sûreté, qu'ils aient touché des installations militaires, des hôpitaux, des usines ou d'autres centrales nucléaires y compris en France.

La plupart d'entre eux, classiques pour les experts, sont restés mal connus du grand public, soit parce qu'ils n'ont eu que peu ou pas de conséquence en dehors du site, soit parce que ces conséquences n'ont pas été perçues à l'époque à cause d'une communication volontairement parcimonieuse et d'un manque de coopération entre des embryons d'Autorités de sûreté.

Le travers dans lequel il ne faut pas tomber est de se complaire à repérer des différences techniques entre les installations accidentées et les autres dans le but plus ou moins conscient de se rassurer sur le thème ici, c'est mieux qu'ailleurs. Dans le meilleur des cas, ceci pourrait nuire à la

nécessaire coopération, basée sur un respect mutuel, entre les responsables de la sûreté nucléaire de tous les pays et de tous les organismes. Au pire, cela pourrait engendrer une suffisance sans fondement qui est le climat intellectuel le plus inapproprié pour une évolution positive de la sûreté nucléaire tant au plan technique qu'au plan institutionnel.

La lecture du déroulement de ces accidents, qui ne sont pas une fiction mais le simple rappel d'un passé parfois récent, ne peut donc que nous inciter à ne jamais relâcher notre vigilance en étant bien persuadés que celui qui renonce à être humble cesse déjà d'être bon. Cette vigilance doit être celle de tous : Autorités de sûreté, exploitants, associations de protection de l'environnement, journalistes, riverains, etc. Elle est notre meilleur atout pour une protection maximale des personnes.

André-Claude Lacoste

*Directeur de la sûreté des installations nucléaires*



# La rupture d'un tube de générateur de vapeur du réacteur 2 de Mihama au Japon

Par Gilbert Sandon, adjoint au chef du BCCN

*Les informations contenues dans cet article sont extraites du rapport officiel de Novembre 1991 établi par le « Ministry of International Trade and Industry » (MITI)*

Le 9 février 1991, l'horloge indiquait 12 h 24 lorsque l'imprimante de la salle de commande crépita...

Le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Mihama, exploitée par la Kansai Electric Power Company, fonctionne à pleine puissance ce samedi 9 février 1991. Construit sur la côte ouest du Japon, dans la baie de Wakasa, ce réacteur à eau sous pression de 500 MWe comporte deux boucles primaires. Il a été mis en service en juillet 1972. Aucune anomalie importante n'a été signalée depuis son dernier redémarrage après rechargement du combustible en juillet 1990.

Pourtant, à 12 h 40 un opérateur observe que le niveau indiqué par la chaîne de mesure d'activité R-19 du générateur de vapeur A est un peu plus élevé que d'habitude.

Cette chaîne surveille en permanence le niveau de radioactivité de l'eau contenue dans la partie secondaire des générateurs de vapeur qui servent à récupérer la chaleur du circuit primaire et alimentent en vapeur la turbine.

Ces appareils contiennent des milliers de tubes en forme de U d'environ 20 mm de diamètre et 1 mm d'épaisseur. Ces tubes subissent en permanence une différence de pression d'environ 70 bar entre la partie primaire et la partie secondaire, une forte température de l'ordre de 300 °C et les fortes turbulences dues aux écoulements thermohydrauliques générés par la circulation de l'eau et de la vapeur. Cette énorme « bouilloire » est soumise à rude épreuve ; aussi fait-elle l'objet d'une surveillance très particulière.

L'indicateur de la chaîne R-19, jusque là stabilisé à environ 35 « coups par minute »

(cpm), indique à présent près du double : 60 cpm. Cela ne manque pas d'attirer l'attention du chef de quart qui demande aussitôt à l'équipe de contrôle radiologique d'aller prélever un échantillon d'eau secondaire pour en vérifier le niveau de radioactivité.

Vers 13 h 00, le prélèvement est réalisé... Quelques minutes plus tard, l'analyse montre effectivement un écart significatif entre l'activité de l'eau secondaire des deux générateurs de vapeur. A 13 h 20, le chef de quart demande une seconde analyse de confirmation...

Les tubes des générateurs de vapeur sont en inconel 600, un matériau qui a tendance à fissurer lorsqu'il est soumis à de fortes contraintes au-dessus de 300 °C. Malgré les contrôles réalisés périodiquement qui conduisent à mettre hors service les tubes fortement dégradés pendant les arrêts pour rechargement du combustible, une évolution rapide d'un petit défaut reste possible pendant le fonctionnement du réacteur, ce qui explique cette vigilance.

Et la chaîne R-19 veille ! Elle est d'ailleurs complétée par la chaîne R-15 qui sert à mesurer l'activité des gaz extraits du condenseur si jamais des éléments radioactifs y ont été entraînés par la vapeur.

13 h 40... L'alarme R-15 clignote soudain sur le synoptique de la salle de commande.

A 13 h 45, l'alarme R-19 clignote à son tour. Leurs seuils de déclenchement sont respectivement réglés à 2000 et 400 cpm.

A partir de cet instant, d'autres signaux d'alarmes vont rapidement se succéder : « Haut niveau d'eau dans le générateur de vapeur A » et « Basse pression dans le pres-

suriseur » ; celle-ci est alors inférieure à 134 bar pour une pression normale de fonctionnement du circuit primaire de 155 bar.

A 13 h 51, les automatismes du contrôle-commande déclenchent l'arrêt d'urgence du réacteur et l'injection de sécurité dans le circuit primaire principal à la suite de la détection d'une basse pression et d'un niveau d'eau très bas dans le pressuriseur indiquant un manque d'eau dans ce circuit, donc un risque de perte du refroidissement du cœur du réacteur. L'injection de sécurité va rapidement rétablir l'inventaire en eau du circuit primaire. Mais que se passe-t-il donc sur ce réacteur depuis 71 minutes ?

En fait, cette série d'événements révèle une rupture d'un tube du générateur de vapeur A, donc une brèche sur le circuit primaire. Cette fuite peut atteindre 150 m<sup>3</sup>/h. Le fluide primaire, qui peut être faiblement contaminé, pénètre dans le circuit secondaire. Ce dernier est normalement en communication avec l'atmosphère soit par l'intermédiaire du système d'extraction des gaz incondensables au condenseur soit, si la pression du circuit secondaire devient excessive, par l'ouverture des vannes de décharge ou des soupapes de sûreté qui assurent la protection de ce circuit contre les surpressions.

Il existe donc une possibilité de contourner la troisième barrière de confinement que constitue le bâtiment du réacteur... Il faut tout faire pour l'empêcher.

Pour cela, il est d'abord nécessaire d'isoler le générateur de vapeur affecté, en fermant la vanne d'isolement placée sur le circuit vapeur de cet appareil, tout en essayant d'équilibrer les pressions entre les circuits primaire et secondaire afin d'annuler la fuite au niveau du tube rompu. Il faut aussi veiller à ne pas inverser la fuite, c'est-à-dire envoyer de l'eau secondaire, ne contenant pas de bore, dans le circuit primaire, au risque de provoquer un accroissement rapide de la réactivité du cœur. La teneur de l'eau primaire en bore, qui est un absorbeur de neutrons, est régulée en permanence pour maîtriser la réaction en chaîne au niveau du cœur.

Les opérateurs vont donc engager la procédure de conduite adaptée, mais tout n'est pas si simple...

A 13 h 55, des difficultés apparaissent pour fermer la vanne d'isolement du circuit

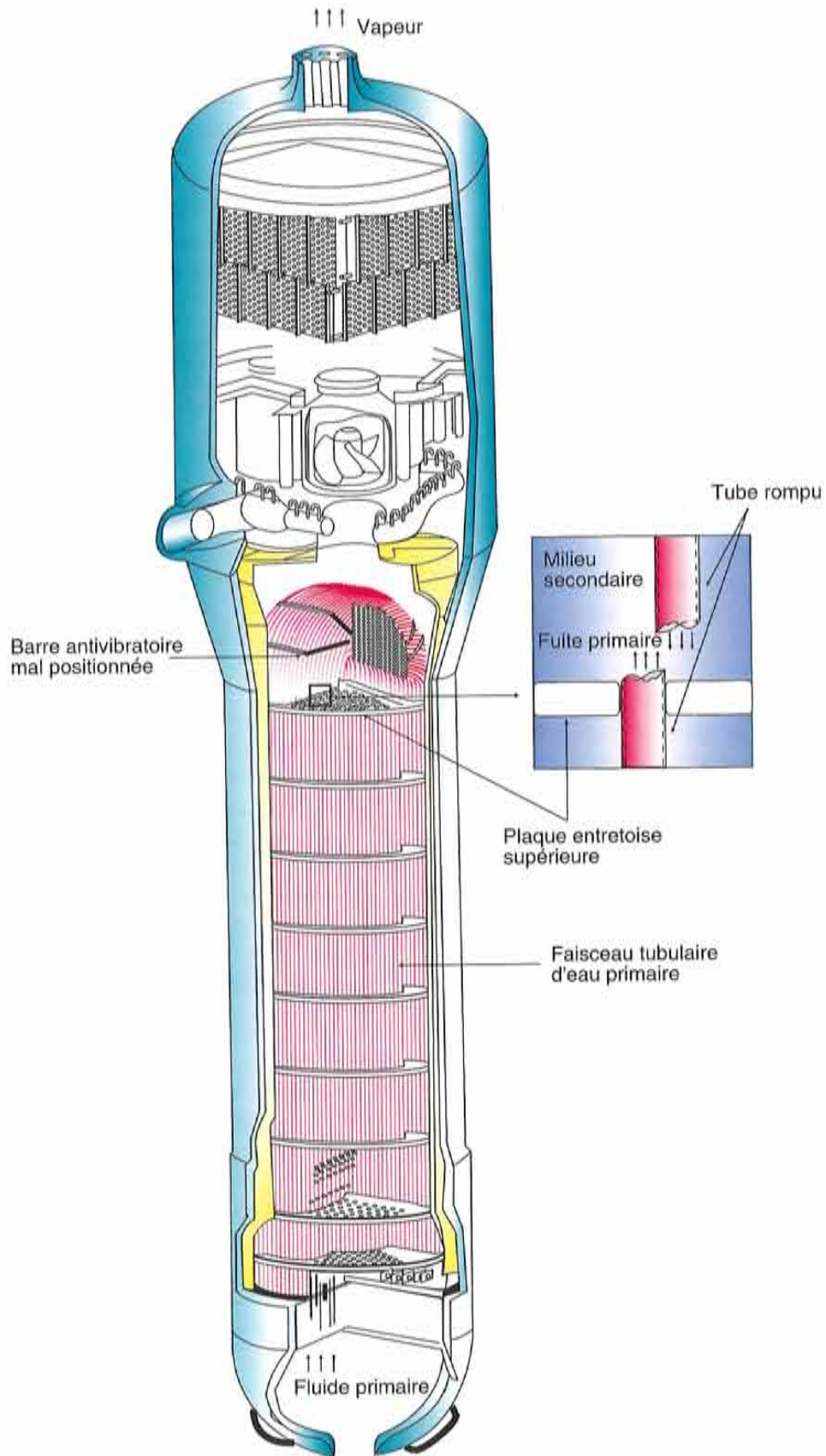
vapeur du générateur de vapeur A depuis la salle de commande. Il faudra une intervention manuelle sur place pour y parvenir enfin à 14 h 02. L'expertise ultérieure montrera un grippage de l'axe de rotation du clapet de cette vanne, non détecté lors de l'arrêt précédent.

Pour annuler la fuite d'eau primaire, il est nécessaire de faire baisser la pression du circuit primaire en le refroidissant. Le générateur de vapeur non affecté, qui reste en service, est utilisé dans ce sens. Pour accélérer le processus, l'ouverture d'une des deux vannes de décharge du pressuriseur est envisagée. Malheureusement, entre 14 h 10 et 14 h 25, les multiples tentatives resteront vaines. L'analyse ultérieure mettra en évidence qu'une vanne du circuit d'air comprimé alimentant les organes de manœuvre des vannes de décharge était restée fermée par inadvertance après une intervention réalisée sur ce circuit lors du dernier arrêt du réacteur.

Il est 14 h 34 lorsque l'opérateur décide d'utiliser l'aspersion du pressuriseur qui, par condensation de la vapeur qu'il contient, contribue à faire baisser la pression.

Pendant ce temps, les vannes de décharge du générateur de vapeur affecté s'ouvriront et se refermeront automatiquement trois fois, relâchant à l'extérieur quelques bouffées de vapeur contaminée. L'égalisation des pressions entre les deux circuits sera atteinte à 14 h 48, et les opérateurs engageront alors la procédure conduisant à l'arrêt à froid du réacteur. Cet état, qui permet l'ouverture du circuit primaire puis l'intervention sur l'appareil dégradé, ne sera atteint que le 10 février à 2 h 37 du matin, soit environ 14 heures après la première alerte.

Les contrôles réalisés à l'arrêt permettront d'identifier le tube incriminé, rompu juste au dessus de la dernière plaque entretoise (voir schéma). Cette rupture fut provoquée par un phénomène de fatigue engendré par des vibrations trop importantes de la partie cintrée de ce tube en U. En fait, une anomalie de montage, non détectée à l'époque, affectait une des barres antivibratoires de ce générateur de vapeur ; elle ne soutenait plus le tube en question. Ces barres sont introduites entre les tubes pour éviter leur mise en mouvement sous l'effet des turbulences thermohydrauliques.



Rupture d'un tube de générateur de vapeur

Finalement, cet accident aura eu peu de conséquences sur l'environnement malgré les défaillances constatées sur certains matériels. Les quelques relâchements de vapeur contaminée à l'extérieur du site n'auraient provoqué qu'un équivalent de dose individuelle de l'ordre d'un cent-millième de millisievert, d'après les estimations effectuées par les autorités japonaises, pour une limite annuelle pour le public fixée à 5 millisieverts.

En cas de mauvaise maîtrise de ce type d'accident, notamment lors de la procédure d'équilibrage des pressions primaire et secondaire, des relâchements importants de vapeur radioactive à l'atmosphère sont possibles. De plus, dans un cas extrême, si le secondaire du générateur de vapeur affecté se remplit complètement d'eau, du fait de la fuite d'eau primaire, cette eau contaminée peut être rejetée à l'extérieur du bâtiment du réacteur à travers les soupapes de protection. Dans ce cas, la refermeture automatique de ces soupapes n'est pas toujours garantie. Il peut alors se créer une fuite de fluide primaire directement vers l'extérieur, sans possibilité de l'arrêter tant que la pression primaire n'est pas redescendue au niveau de la pression atmosphérique. Cette brèche sur le circuit primaire pourrait alors conduire, après épuisement de toutes les ressources disponibles d'appoint d'eau, à la fusion du cœur du réacteur faute de moyens pour le refroidir. La probabilité d'occurrence de cette situation reste toutefois très faible.

D'autres accidents de ce type s'étaient déjà produits de par le monde depuis 1975 : huit aux Etats-Unis, dont un très semblable sur le réacteur n° 1 de North Anna en 1987, un en Belgique en 1979. Aucun n'a eu de conséquence importante à l'extérieur du site.

Pour éviter ce type d'accident, une grande vigilance s'impose. En effet, compte tenu des conditions de fonctionnement très contraignantes de ces appareils et de la difficulté pour appréhender correctement tous les phénomènes pouvant s'y développer des mesures compensatoires doivent être prévues :

- d'abord, pour tenter de mieux comprendre les mécanismes de dégradation de ces appareils, afin d'être en mesure de les prévoir, de les prévenir et de les supprimer. Pour cela, des contrôles sont entrepris au cours des arrêts des réacteurs. Ces contrôles conduisent à mettre hors service les tubes les plus affectés ;

- ensuite, pour compléter la connaissance du comportement de ces appareils pendant le fonctionnement des réacteurs. A cet effet, la surveillance permanente de l'évolution des fuites du circuit primaire vers le circuit secondaire joue un rôle déterminant. Trois chaînes de mesure complémentaires sont utilisées dans ce but sur les réacteurs exploités par EDF ;

- enfin, lorsque le nombre de tubes affectés devient trop important, le remplacement des générateurs de vapeur concernés, par de nouveaux modèles mieux adaptés, constitue la seule solution technico-économique acceptable permettant de maintenir le réacteur en exploitation.

Cet accident a aussi une nouvelle fois montré que l'entraînement des opérateurs est un élément déterminant pour la conduite de l'installation pendant cette phase accidentelle. C'est la raison pour laquelle il est nécessaire de leur faire suivre très régulièrement des séances de formation et d'entraînement afin de les habituer à diagnostiquer rapidement et correctement ce type d'accident et d'acquérir les bons réflexes de conduite.

Pour terminer, il faut préciser que suite à l'accident survenu à Mihama, l'Autorité de sûreté a demandé à EDF de vérifier la position des barres antivibratoires des générateurs de vapeur de ses réacteurs. A partir de 1993 ceci a permis de mettre en évidence certains écarts entre leurs positions réelles et celles définies dans les plans, ce qui a conduit EDF à proposer et à mettre en œuvre des actions correctives pour éviter le risque de rupture par fatigue vibratoire des tubes mal soutenus.

# Les accidents de criticité

Par Jean-Claude PUIT, président de la Commission de Sûreté-Criticité \*

## Oak Ridge – Usine Y12 – 16 juin 1958

Il est 14 h 05. Dans l'atelier de traitement de déchets uranifères, un opérateur procède au démarrage de la nouvelle installation montée dans l'aile B de l'atelier. Plus précisément, il entreprend de transférer une solution de nitrate d'uranium enrichi d'un dissolvant vers une cuve de stockage. Dans le local C1 voisin, un autre opérateur est en train de tester l'étanchéité des vannes neuves qu'il a montées, les jours précédents, sur les circuits de sa propre installation.

Soudain, un éclair bleu illumine la pièce et un bruit retentit (un coup de canon, diront-ils plus tard). Immédiatement les sirènes du système de détection d'accident de criticité se mettent à hurler. Les 8 personnes présentes dans l'atelier connaissent les consignes : dans ce cas, on prend les jambes à son cou et on fuit le plus vite possible vers un point de rassemblement situé à une centaine de mètres de l'atelier. Ce qu'ils font tous.

C'était le premier accident de criticité survenu dans le monde occidental dans une usine traitant des matières fissiles. Il y en aura 6 autres par la suite aux États-Unis, 1 en Grande Bretagne. Il y en avait déjà eu 3 en URSS, où à ce jour, 12 accidents ont été reconnus.

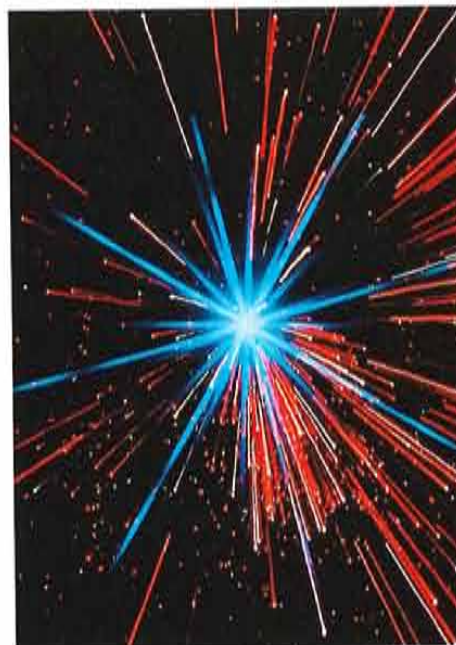
Deux opérateurs américains et cinq opérateurs soviétiques ont péri lors de ces accidents. Par ailleurs, plusieurs dizaines d'autres personnes ont subi des irradiations importantes.

## L'accident de criticité

Le risque de criticité dans les usines et laboratoires a fait l'objet d'un article dans le bulletin SN, prédécesseur de la revue Contrôle, sur la sûreté des installations nucléaires de

novembre 1991. Rappelons qu'il résulte du déclenchement d'une réaction de fissions en chaîne, non contrôlée, au sein de la matière fissile traitée dans ces installations (uranium enrichi et/ou plutonium). Diverses dispositions sont prises pour prévenir ce risque :

- limitation de la masse de matière fissile mise en œuvre dans les postes de travail ou dans les appareillages ;
- limitation des dimensions des appareillages. On parle alors d'installation de « géométrie sûre », par opposition aux installations de « géométrie quelconque » ;
- limitation de la concentration en matière fissile des solutions traitées ;
- mise en œuvre de matériaux absorbant les neutrons : (bore, cadmium, ...) appelés poisons neutroniques.



Malgré toutes ces dispositions, la possibilité d'un accident ne peut pas être exclue. Une accumulation exceptionnelle d'anomalies survient, et une réaction en chaîne démarre et s'emballe : on dit qu'elle diverge ou enco-re que le milieu est sur-critique. La population neutronique croît exponentiellement, et

\* Cette commission assure l'examen des risques de criticité dans les installations nucléaires de base classées secrètes, pour le compte du Haut Commissaire à l'Energie Atomique, Autorité de sûreté pour ces installations.

simultanément un rayonnement gamma intense est émis. Le milieu fissile s'échauffe brutalement.

Si l'accident survient dans une solution aqueuse d'uranium ou de plutonium, cet échauffement ainsi que les bulles de gaz de radiolyse résultant de l'action des particules sur les molécules d'eau provoquent la dilatation de la solution. Le milieu revient alors à un état sous-critique. Mais alors les bulles de gaz disparaissent, et la solution se refroidissant, la réaction en chaîne redémarre. On peut ainsi observer une succession de pics de réactivité qui amènent plus ou moins rapidement la solution à ébullition. La réaction en chaîne finit par s'arrêter après surconcentration de la solution. Dans un récipient à ciel ouvert, le premier pic de réactivité peut projeter une grande partie de la solution à l'extérieur du réservoir, et la réaction en chaîne s'arrête, faute de matière.

Dans un milieu solide (uranium ou plutonium métallique par exemple), la réaction en chaîne s'arrête très vite par suite de la fusion du métal et de la dispersion de celui-ci.

### **Que s'est-il passé le 16 juin 1958 à Oak Ridge ?**

L'ensemble des appareillages de l'atelier était de géométrie sûre. Toutefois, dans le local C1 qui ne contenait aucune matière fissile, l'opérateur avait introduit un fût pétrolier de 200 litres pour recueillir l'eau servant à procéder aux tests d'étanchéité de ses vannes neuves. Malheureusement, le local C1 et le local B1 étaient reliés par une canalisation sur laquelle était montée une vanne défectueuse.

Lorsque l'opérateur du local B1 a voulu transférer sa solution de nitrate d'uranyle du dissolvant vers la cuve de stockage en aval, une grande partie de la solution a emprunté cette canalisation et s'est écoulée vers le local C1 où elle s'est rassemblée dans le fût pétrolier et a « divergé ».

Les huit opérateurs furent irradiés à des niveaux plus ou moins élevés mais non mortels, car en fuyant dès l'alarme donnée ils ne reçurent que la dose résultant du premier pic de réactivité. L'accident s'arrêta au bout de 20 minutes par suite de la dilution du nitrate d'uranyle par l'eau contenue dans le fût.

### **Les accidents de criticité survenus dans les installations**

De nombreuses informations ont été publiées sur les accidents survenus aux Etats-Unis et en Grande Bretagne. Nous n'entrons pas dans le détail de leur déroulement, et nous renvoyons le lecteur à l'abondante littérature dont ils ont fait l'objet.

En revanche, les accidents survenus en URSS n'ont été connus officiellement que très récemment (Congrès international de criticité d'Albuquerque aux USA, en septembre 1995) et de nombreuses informations manquent encore pour en faire une analyse exhaustive. Néanmoins, quelques commentaires sont faits, venant utilement compléter l'analyse des accidents américains et britanniques.

### **Les enseignements tirés des accidents**

Les installations sensibles.

La quasi totalité de ces accidents a concerné des milieux fissiles en solution aqueuse, ce qui est logique puisque c'est en présence d'eau que les masses critiques sont les plus faibles : 870 g pour l'uranium très enrichi, 520 g pour le plutonium. En l'absence d'eau, de l'uranium enrichi à 6,5 % ou moins ne peut jamais être sur-critique.

De ce fait, les installations de traitement chimique de l'uranium ou du plutonium sont de loin les plus sensibles.

Cette sensibilité est accrue lorsque ces installations font l'objet de fréquentes modifications de procédé ou d'appareillage (cas des ateliers pilotes). Elle l'est encore plus dans les installations de traitements de déchets uranifères ou plutonifères où la prévention du risque de criticité repose généralement sur une limitation de la masse de matière fissile introduite dans les appareillages (le volume important des déchets ne permet pas de recourir à une géométrie sûre). La connaissance exacte de la teneur en matière fissile des déchets traités est souvent difficile et il y a lieu de prendre des dispositions complémentaires de sûreté.

D'une manière générale, ces accidents font apparaître la nécessité pour les responsables d'installations où existent des risques de criticité de disposer du soutien permanent d'un

spécialiste de criticité. C'est une démarche que les américains avaient entreprise lorsqu'ils durent prendre des mesures pour arrêter la dégradation observée dans les conditions d'exploitation de leurs installations (3 accidents dont 1 mortel en 18 mois). Pour sa part, le CEA, dès 1964, créait un poste d'ingénieur critique auprès des responsables de l'exploitation de l'usine de retraitement de Marcoule, où d'incessantes modifications étaient apportées en vue d'améliorer les conditions de fonctionnement et d'accroître la capacité. Par la suite, des postes d'ingénieurs critiques de centre ou d'établissement ont été créés sur chaque site du CEA et chaque établissement industriel du cycle du combustible (COGEMA, FBFC).

Le rôle de ces ingénieurs est essentiel. Parmi leurs missions, deux sont particulièrement importantes :

ils doivent suivre de très près et donner leur avis sur toutes les opérations à caractère exceptionnel sortant du cadre de fonctionnement normal de l'installation, sur toutes les modifications apportées à celle-ci, qu'elles portent sur des appareillages, des circuits, ou des modes opératoires. Aucune de ces modifications ne doit être entreprise par le chef d'installation sans l'avis favorable de l'ingénieur critique concerné ;

ils organisent des séances visant à sensibiliser l'ensemble du personnel, encadrement compris, à l'existence du risque de criticité.

### Les conséquences des accidents

Les conséquences matérielles des accidents de criticité sont généralement négligeables. L'énergie totale dégagée n'est pas suffisamment importante pour endommager les appareillages. C'est évident à l'examen des accidents survenus en occident, mais cela a été confirmé par le programme CRAC (CRiticité ACCidentelle) engagé par le CEA au cours des années 1967 à 1972 dans son laboratoire de Valduc, exploité aujourd'hui par l'IPSN. Au cours de ce programme, 72 divergences ont été provoquées, avec des solutions de nitrate d'uranium très enrichi. Aucun dommage matériel important n'a été relevé. De même les conséquences pour l'environnement des installations ont toujours été faibles. Rien à voir avec Tchernobyl ! Quelques gaz rares, très peu d'iode ; l'acci-

dent de criticité n'est pas, pour l'environnement, l'accident déterminant parmi tous ceux susceptibles de survenir dans une installation nucléaire.

En revanche, comme cela a été dit au début de l'article, les conséquences humaines d'un accident peuvent être dramatiques : elles ont été heureusement atténuées par l'existence de réseaux de détection d'accidents de criticité dans la majeure partie des installations concernées. Rappelons que ces réseaux n'ont pas pour but de prévenir le personnel de l'imminence du danger ; aucun dispositif ne peut jouer ce rôle car l'accident survient généralement très brutalement. Les réseaux sont là pour détecter le démarrage de l'accident et inviter le personnel à quitter les lieux le plus rapidement possible et limiter ainsi son irradiation. Leur généralisation a été l'un des enseignements majeurs des accidents.

### La perception des accidents

Deux aspects méritent d'être soulignés à l'analyse de l'ensemble des accidents :

- le premier concerne les masses de matière fissile mises en jeu. Il n'est pas nécessaire de rassembler une quantité importante d'uranium ou de plutonium pour aboutir à une configuration sur-critique. Certains accidents sont survenus avec à peine plus de 1 kg de plutonium. Celui survenu dans l'usine soviétique de fabrication de combustibles à base d'oxyde d'uranium faiblement enrichi montre que ce type d'installation où sont mis en œuvre des produits secs, et donc a priori peu susceptibles de conduire à un risque de criticité, a néanmoins été le siège d'un accident, par suite de l'envoi dans un bac d'eau d'une quantité d'uranium (51 kg) somme toute relativement faible par rapport aux quantités traitées annuellement dans une installation à caractère industriel ;

- le deuxième aspect méritant d'être souligné a trait à la durée des accidents. Dix sept d'entre eux ont duré de quelques millisecondes (1 seul pic) à quelques dizaines de minutes. Trois ont duré plusieurs heures, le record étant détenu par l'atelier d'Hanford qui a été inaccessible pendant 37 heures. On ne doit pas écarter l'éventualité d'un accident d'une telle durée. L'accident de criticité peut survenir dans un appareil situé en dehors des circuits normalement empruntés par la matière fissile et il peut être impossible

d'intervenir pour y injecter la quantité de poison neutronique nécessaire à l'arrêt de la réaction en chaîne.

### Conclusion

Les 20 accidents de criticité recensés dans les usines, laboratoires et ateliers divers de l'industrie nucléaire ont été riches d'enseignements. A ces situations accidentelles, on

pourrait ajouter, pour ce qui concerne la France, où aucun accident n'est survenu à ce jour, quelques situations incidentelles tout aussi instructives, au cours desquelles l'accident a été évité notamment grâce à la réaction d'opérateurs avertis. Il faut donc continuer à attacher la plus grande attention à la prévention de ce risque et lutter contre un éventuel phénomène d'accoutumance lié à l'absence d'accident dans le monde depuis 15 ans.

Tableau I : Accidents de criticité survenus dans les installations des USA et de GB.

Date et lieu	Installation	Matière fissile	Masse matière	Causes	Observations
16.06.1958 Oak-Ridge (USA)	Atelier traitement chimique U	U très enrichi	2,1 kg	Transfert d'une solution riche d'une installation G5 vers un fût 200 l (GNS)	- Atelier en cours de redémarrage. - Réseau de détection. - 8 opérateurs irradiés (< 4 grays)
30.12.1958 Los Alamos (USA)	Atelier traitement chimique de déchets plutonifères	Pu	3,3 kg	Dépassement de la limite de masse Pu dans une cuve de GNS, suite à erreur de bilan Pu dans les déchets	- 1 mort - Réseau de détection
16.10.1961 Idaho (USA)	Usine de retraitement de combustibles irradiés de réacteurs propulsion navale	U très enrichi	34 kg	Transfert par siphonnage inexplicé de solution riche depuis stockage de G5 vers cuve à effluents de GNS	- Cuve à effluents en cellule blindée au sous-sol - Pas de réseau de détection - Conséquences humaines négligeables
25.01.1961 Idaho (USA)	Usine de retraitement de combustibles irradiés de réacteurs propulsion navale	U très enrichi	8 kg	Montée de solution riche dans la partie haute (de GNS) d'un évaporateur après mise en pression d'air comprimé pour débouchage	- Zone haute activité - Pas de réseau de détection - Conséquences humaines négligeables
07.04.1962 Hanford (USA)	Atelier traitement chimique de Pu	Pu	2,2 kg	Aspiration de solution plutonifère dans un bidon de GNS, laissé sous vide sans raison nécessaire	- Durée de l'accident : 37 heures - Réseau de détection. - 3 opérateurs irradiés
24.07.1978 Wood River Junction (USA)	Usine de fabrication de combustibles réacteurs expérimentaux	U très enrichi	2,8 kg	Atelier de traitement chimique des rebuts. Vidange de bouteillon de solution riche (G5) vers cuve de GNS, par suite d'une confusion d'étiquetage	- 1 mort - 2 opérateurs irradiés - Réseau de détections
17.10.1978 Idaho (USA)	Usine de retraitement de combustibles irradiés de réacteurs propulsion navale	U très enrichi	non connue	Accumulation d'uranium dans une colonne de GNS, suite à dérive non détectée de la qualité d'un réactif	- Zone haute activité - Pas de réseau de détection - Conséquences humaines négligeables
24.08.1970 Windscale (GB)	Usine de retraitement combustibles irradiés Atelier de recyclage solution Pu	Pu	2,2 kg	Accumulation de Pu dans une phase organique contenue dans une garde hydraulique de grand volume	- Zone moyenne activité - Réseau de détection - Conséquence humaine : 2 agents irradiés (10 à 30 mgrays)



Tableau II : Accidents de criticité survenus en URSS.

Date et lieu	Installation	Matière fissile	Masse matière	Causes	Observations
15.03.1953 Tchéliabinsk	Atelier traitement chimique du plutonium	Pu		Double chargement d'un récipient	- Pas de réseau de détection - Opérateurs restés sur place, inconscients de l'accident 2 irradiés, 1 et 10 grays
21.04.1957 Tchéliabinsk	Atelier traitement chimique uranium	U très enrichi	3,4 kg	Accumulation de précipité d'oxalate d'uranium dans une cuve de GNS, par non respect de règles de nettoyage et tenue de bilan	- Pas de réseau de détection - 1 mort. 5 irradiés graves - Opérateurs restés sur place, inconscients de l'accident
02.01.1958 Tchéliabinsk	Atelier traitement chimique uranium	U très enrichi		Modification de la géométrie de la solution suite à l'inclinaison du réservoir la contenant, pour vidange	- Pas de réseau de détection - 3 morts - 1 irradié grave, (perte de vue)
05.12.1960 Tchéliabinsk	Atelier traitement chimique plutonium	Pu	1 kg	Transfert de solution d'un dissolvant de G5 vers cuve GNS. Non respect de limite de masse Pu	- Plusieurs irradiés jusqu'à 50 mgrays - Réseau de détection
14.08.1961 Tomsk	Atelier traitement chimique de Pu	U enrichi 22,6 %		Accumulation d'uranium dans le bac à huile d'une pompe de transfert (GNS)	- 1 opérateur irradié 2 grays - Réseau de détection
07.09.1962 Tchéliabinsk	Atelier traitement chimique plutonium	Pu	1,3 kg	Dépassement de la limite de masse de Pu dans un dissolvant. Déchets anormalement chargés en plutonium	- Réseau de détection
30.01.1963 Tomsk	Atelier traitement chimique uranium	U très enrichi	2,8 kg	Non contrôle de la concentration en uranium avant transfert de la solution dans un réservoir GNS	- Réseau de détection. - Durée de l'accident : 10 heures
03.12.1963 Tomsk	Atelier traitement chimique uranium	U très enrichi	3,3 kg	Non contrôle de teneur en uranium de la solution envoyée dans une cuve de GNS, renferment du solvant	- Réseau de détection. - Durée de l'accident : 18 heures
13.11.1965 Elektrostal (Moscou)	Usine de fabrication de combustible	U faiblement enrichi 6,5 %	51 kg	Envoi de poudre d'UO <sub>2</sub> dans le bac d'eau d'une pompe à vide à anneau liquide	- Réseau de détection - 1 irradié 35 mgrays
15.12.1965 Tchéliabinsk	Atelier traitement chimique uranium	U très enrichi	2,2 kg	Dépassement de la limite de masse d'uranium dans un dissolvant de GNS. Erreur évaluation masse U dans les déchets traités	- Réseau de détection. - Conséquences humaines négligeables
10.12.1968 Tchéliabinsk	Atelier traitement chimique plutonium	Pu		Accumulation de Pu. dans une phase organique Vidange dans un réservoir GNS en violation des règles d'exploitation	- Réseau de détection - 1 mort - 1 irradié grave (amputation des jambes)
13.12.1978 Tomsk	Magasin de stockage de plutonium	Pu métallique		Chargement d'un conteneur avec 3 lingots de Pu au lieu de 2 autorisés	- Ejection du 3 <sup>e</sup> lingot - 1 irradié 2,5 grays - Réseau de détection

## Les accidents d'exposition en dehors des installations nucléaires de base

Par Jean-Luc Pasquier, Office de protection contre les rayonnements ionisants

Du fait de leur ampleur et de leurs conséquences potentielles, tant sur les travailleurs que sur les populations, c'est à juste titre qu'il faut s'intéresser en priorité aux effets des armes et aux accidents susceptibles de survenir dans les installations nucléaires de base. Et pourtant, si l'on excepte les deux dramatiques explosions nucléaires d'Hiroshima et de Nagasaki en 1945, et plus récemment en 1986 la catastrophe de Tchernobyl, l'accidentologie des rayonnements ionisants s'est surtout nourrie d'exemples provenant, directement ou non, soit du secteur médical, soit du domaine industriel traditionnel.

L'expérience montre même que ce constat vérifié dans le passé avec les premiers utilisateurs de la radioactivité demeure malheureusement encore vrai aujourd'hui.

Encore convient-il de s'entendre sur la notion d'accident radiologique. Compte tenu de la classification désormais classique entre les différentes affections imputables aux rayonnements ionisants, les accidents radiologiques ressortissent manifestement à la catégorie des effets déterministes pour lesquels - à la différence de ceux qui sont qualifiés de stochastiques - la gravité des dommages subis est directement fonction de la dose reçue.

Mais tous les effets non stochastiques des rayonnements ionisants ne doivent pas pour autant être assimilés à des accidents radiologiques. Ainsi, « l'accident d'exposition » - au sens de l'annexe 1 du décret du 2 octobre 1986 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants - qui se caractérise par le dépassement d'au moins dix fois les limites réglementaires, en l'occurrence 0,5 sievert pour l'organisme entier, ne conduit pas nécessairement à un accident radiologique. En fait, trois critères semblent devoir être retenus pour identifier l'accident radiologique :

1 - L'exposition par irradiation ou par contamination doit être importante et généralement assortie de débits de dose importants. A cet égard, le registre américain « United States Radiation Accident Registry », qui recense depuis une vingtaine d'années les accidents radiologiques répertoriés à l'échelle mondiale, adopte l'un ou plusieurs des critères d'exposition suivants :

- la dose efficace doit être supérieure à 0,25 sievert,
- et (ou) la dose équivalente délivrée à la peau doit être supérieure à 6 sieverts,
- et (ou) la dose équivalente délivrée aux autres tissus ou organes doit être supérieure à 0,75 sievert.

2 - La relation entre la dose et l'intensité des dommages subis est indiscutable.

3 - Les premières manifestations cliniques ou biologiques apparaissent dans un laps de temps relativement court : quelques heures à quelques jours après la fin de l'épisode d'exposition. De ce point de vue le « délai de prise en charge » introduit en France dans le tableau n°6 des maladies professionnelles relatif aux affections provoquées par les rayonnements ionisants fixe une durée maximale de 30 jours pour toutes les maladies susceptibles d'être indemnisées et résultant d'une exposition aiguë.

Ces manifestations pathologiques ou traumatiques peuvent d'ailleurs n'être que des précurseurs de troubles beaucoup plus graves n'intervenant que bien plus tard. Dans ce contexte l'on considérera comme des accidents radiologiques les blépharites ou conjonctivites qui se manifestent moins de 7 jours après la fin de l'exposition, les leucopénies, les syndromes hémorragiques et les anémies consécutifs à une irradiation aiguë, les radiodermites aiguës, les radio-épithélites aiguës des muqueuses ainsi, bien entendu, que leurs complications.

Les victimes des accidents radiologiques peuvent être aussi bien des professionnels (médecins, infirmiers, salariés d'entreprises mettant en œuvre des rayonnements ionisants) que des personnes du public et même parfois des patients traités avec des sources radioactives.

Ainsi qu'en attestent les différentes enquêtes réalisées, les causes de ces accidents sont le plus souvent liées à la négligence, au non-respect des règles élémentaires de la radioprotection, à l'inconscience, à l'absence de vigilance et aussi, s'agissant en particulier des accidents du travail, au manque de formation des intervenants. Dans certaines circonstances exceptionnelles, la justice fut amenée à rechercher des responsabilités et à sanctionner (accident d'irradiation de Forbach en août 1991).

Il faut néanmoins convenir que ces accidents, aussi douloureux fussent-ils, sont extrêmement rares eu égard en particulier à l'utilisation importante dans de nombreux secteurs d'activité de sources scellées et non scellées et de générateurs électriques de rayonnements ionisants.

Si on se limite au recensement de ceux qui, en France, peuvent être qualifiés d'accidents du travail, ce caractère rarissime est encore plus marqué lorsqu'on le compare avec d'autres facteurs accidentogènes tels que les accidents de la route, les accidents du travail classiques (un mort par jour en moyenne dans le bâtiment ces dernières années) ou les accidents domestiques.

En effet, sans prétendre à l'exhaustivité dans le cadre de cet article, on ne compte guère plus de 200 à 300 événements notables répondant aux critères précédents et ayant entraîné des dommages corporels graves dans le monde depuis la dernière guerre (exception faite évidemment des victimes des catastrophes nucléaires déjà évoqués). Et, en France, si l'on se réfère aux statistiques de la Caisse nationale d'assurance maladie, le nombre d'affections radiologiques réparées au titre des accidents du travail et des maladies professionnelles (radiodermites, affections hématologiques consécutives à des irradiations aiguës, etc.) est chaque année très largement inférieur à la dizaine, étant entendu que les victimes bénéficient dans ce cadre juridique de ce qu'il est convenu d'appeler « la présomption d'imputabilité ».

Néanmoins, bien que rares, ces accidents ont toujours frappé l'imagination en raison, d'une part, de leurs effets redoutables et, d'autre part, des circonstances dans lesquelles ils se sont produits.

La mise en évidence d'atteintes parfois sévères de l'organisme à la suite d'irradiations a suivi de peu la découverte par Roëntgen du rayonnement X en 1895 et de la radioactivité par Becquerel en 1896.

Cette période – riche du point de vue du développement de la science – fut aussi lourde pour les pionniers qui réalisèrent, testèrent et utilisèrent les premiers appareils émetteurs de rayons X. Nombreux furent ceux d'entre eux qui eurent à subir des brûlures de la peau, des mains et des avant-bras se compliquant parfois en nécrose des tissus profonds ou tantôt, comme ce fut le cas pour la première fois en 1902 à Hambourg, en cancers de la peau.

Il faut rappeler que les deux victimes les plus célèbres des radiations ionisantes furent précisément ceux-là même qui furent à l'origine des principales découvertes scientifiques de ce siècle : Henri Becquerel s'est « brûlé » en transportant dans la poche de son gilet un tube contenant un sel de radium 226, tandis que Pierre Curie s'est délibérément irradié le bras afin de décrire les effets radio-induits. Leurs propres observations furent commentées devant l'Académie des Sciences en 1901. La relation par Pierre Curie de son « expérience » n'appelle pas de doute quant au caractère radio-induit et déterministe de ce premier accident provoqué : « ... la peau est devenue rouge sur une surface de six centimètres carrés ; l'apparence est celle d'une brûlure, mais la peau n'est pas, ou est à peine douloureuse. Au bout de quelques temps, la rougeur, sans s'étendre, se mit à augmenter d'intensité : le vingtième jour, il se forma des croûtes... et cinquante-deux jours après l'action des rayons, (*l'épiderme*) reste encore à l'état de plaie sur une surface d'un centimètre carré qui prend un aspect grisâtre, indiquant une modification plus profonde... ».

Il s'agit là d'une des premières descriptions argumentées des conséquences physiologiques et pathologiques d'une irradiation intense et probablement répétée.

Dans toute la première partie du vingtième siècle, la plupart des expositions accidentelles ayant provoqué des lésions furent en fait professionnelles et concernèrent indifféremment les fabricants d'appareils générateurs de rayons X, les médecins et les infirmiers radiologues, auxquels il faut associer à partir des années cinquante les dentistes et les vétérinaires.

Depuis une trentaine d'années, du fait en particulier du développement des applications des rayonnements dans de nombreux domaines et notamment du contrôle industriel non destructif, ce champ s'est élargi aux salariés non directement affectés à des travaux sous rayonnements et même au public qui s'est trouvé impliqué dans des expositions résultant de pertes de sources radioactives ou de leur mise en décharge inconsidérée.

A cet égard, plusieurs accidents sont particulièrement significatifs :

- l'accident de Montpellier en 1979 : un blessé grave amputé d'une jambe après avoir ramassé une source de gammagraphie désolidarisée de l'appareil ;
- l'accident de Forbach en 1991 : deux manutentionnaires intérimaires gravement irradiés par un accélérateur d'électrons ;



Atelier EBS de Forbach

- l'accident de Mexico en 1962 : 4 décès dans une famille dont un des enfants avait rapporté chez lui une source de 5 curies de cobalt 60 ;
- l'accident de Sétif en Algérie en 1978 : un décès et six blessés très graves dont deux enfants à la suite de la récupération par ces derniers d'une source perdue de gammagraphie de 17 curies d'iridium ;
- l'accident de Juarez au Mexique en 1983 : près de 4000 personnes exposées à la suite de

la dispersion et de l'incorporation dans de la ferraille à béton de 6000 pastilles de cobalt 60 constituant une source de 450 curies et issues d'un appareil de téléthérapie réformé et recyclé sans aucune précaution ;

- l'accident de Casablanca en 1984 : une famille est décimée à la suite de la récupération par le père d'une source d'iridium de 28 curies provenant d'un gammagraphe ;
- l'accident de Goiania au Brésil en 1987 : 4 décès, 6 personnes gravement blessées et amputées, près de 250 personnes contaminées ou irradiées à la suite de l'abandon puis du démontage et de la revente sauvages de ferrailles d'un appareil de téléthérapie chargé au césium 137 dans les ruines d'une clinique privée.

Dans les deux premiers cas, ce sont des professionnels qui en furent les victimes ; dans tous les autres, la population et en particulier des enfants.

Sans se livrer à une typologie précise de ces accidents qui ont tous été largement commentés, il apparaît que trois facteurs principaux sont selon les cas à mettre en cause :

- le dysfonctionnement d'appareils, notamment de gammagraphie ;
- l'absence de formation et de connaissances des risques par les victimes ;
- et surtout la non-identification ou la perte de traçabilité des sources.

Ces accidents ne sont sans doute pas tous susceptibles de se produire ou de se reproduire en France en raison de l'existence d'une réglementation, notamment en ce qui concerne la conception et la mise sur le marché des gammagraphes ou le suivi des sources radioactives.

Il demeure néanmoins que ces risques ne peuvent être sous-évalués et qu'il arrive parfois, comme ce fut le cas en 1995 avec un densitomètre dans une industrie textile, que des travailleurs insuffisamment avertis démontent des appareils sans s'entourer de précautions suffisantes et se retrouvent ainsi victimes de lésions corporelles qui, sans atteindre l'ampleur des exemples précédents, ne sont pas admissibles.

La prise en compte prochaine dans la réglementation française des nouvelles normes de base européennes devrait être l'occasion de renforcer certaines dispositions relatives, en particulier, à la formation des intervenants.

# Les accidents de sous-marins nucléaires

Par **Alain Tournyol du Clos**, directeur de la Direction des constructions navales de Cherbourg

## Introduction

Les navires à propulsion nucléaire sont nombreux. Même si depuis quelques années – à la suite de l'effondrement du bloc de l'Est et du relâchement de la tension internationale qui a suivi – les grandes marines militaires ont considérablement ralenti la production de navires à propulsion nucléaire neufs et commencé à déclasser systématiquement les unités anciennes ; environ deux cent soixante-dix bâtiments à propulsion nucléaire sillonnent aujourd'hui le globe, ce qui représente près de quatre cents réacteurs embarqués <sup>(1)</sup>.

Trois constatations s'imposent immédiatement :

- à l'exception de quelques brise-glaces russes, ces navires sont tous des navires militaires ;
- les sous-marins représentent une très grosse majorité (près de 95 %) ;
- enfin, ils sont pratiquement tous équipés de réacteurs à eau sous-pression.

Nous nous intéressons donc à cette catégorie majoritaire que constituent les sous-marins nucléaires équipés de réacteurs à eau sous-pression.

## Quelques rappels

Les sous-marins nucléaires se répartissent en deux familles principales :

- les sous-marins nucléaires lanceurs d'engins (SNLE) à vocation stratégique : ils sont capables de tirer des missiles balistiques à têtes nucléaires et représentent l'épine dorsale des forces de dissuasion. Ce sont de gros sous-marins (leur déplacement varie de 10 000 à 25 000 T) qui recherchent une dis-

crétion maximale dans l'attente d'un, fort heureusement improbable, ordre de tir et sont exploités de ce fait à faible vitesse ;

- les sous-marins nucléaires d'attaque (SNA) : leurs missions et leurs tailles sont variées (de 2 500 à 15 000 T). Ils ont généralement une activité beaucoup plus soutenue qui alterne des transits rapides et des phases de pistage silencieux.

Les réacteurs des sous-marins se distinguent de leurs cousins civils utilisés pour la production d'électricité par les caractéristiques suivantes :

- la puissance de chaque réacteur (et le nombre de réacteurs installés) est en rapport avec la taille du bâtiment mais s'échelonne, des plus petits aux plus gros, de 50 MW thermiques à 250 MW thermiques environ ;
- la puissance moyenne d'exploitation est comprise entre 20 % et 40 % selon le type de sous-marins et le type de mission (il faut noter que plus un sous-marin va vite, plus il fait de bruit) ;
- en revanche, les appels de puissance peuvent être brutaux (de stop à pleine puissance en quelques minutes) et bien évidemment, le réacteur doit pouvoir fonctionner à toutes les puissances pendant des durées significatives ;
- les réacteurs sont conçus pour fonctionner avec des inclinaisons variées dans toutes les directions jusqu'à des valeurs élevées et pour supporter des chocs brutaux (plusieurs dizaines de g) pouvant résulter de situations de combat ;
- enfin les cœurs sont généralement remplacés par changement complet (batch) à des intervalles aussi éloignés que possible. Ces remplacements nécessitent des opérations complexes comprenant l'ouverture de la coque épaisse du sous-marin.

(1) La plupart des sous-marins russes ont deux réacteurs de propulsion, les sous-marins occidentaux en ont en règle générale un seul.

### Les risques encourus

Il résulte des considérations ci-dessus que les réacteurs marins, particulièrement en temps de paix, sont exploités très loin de leurs limites de conception. Les risques majeurs encourus viennent alors des risques de la navigation sous-marine : voie d'eau, incendie, explosion accidentelle d'arme, collision avec le fond ou un autre navire.

A ces risques majeurs qui peuvent entraîner la perte du sous-marin, s'ajoutent des risques liés aux situations de maintenance.

La probabilité plus grande d'occurrence d'un événement dans ces situations est toujours compensée par une puissance résiduelle généralement très faible ; ceci explique que, hors les accidents de déchargement/rechargement de cœur cités plus loin, les incidents sérieux connus ne proviennent pas de situations de maintenance.

### Le retour d'expérience international

Malgré le nombre important d'années-réacteurs accumulées par les flottes nucléaires du monde entier, du fait de la spécificité militaire des navires, aucun retour d'expérience organisé n'existe au niveau international.

Toutefois, les accidents et incidents graves ne peuvent passer complètement inaperçus, mais leur identification est souvent difficile (risque de confusion de plusieurs événements) et leur analyse sommaire.

Les résultats ci-dessous sont basés sur les travaux du professeur P. L. Ølgaard de l'Université Technique du Danemark.

En mai 1993, le professeur Ølgaard avait recensé 44 incidents graves ou accidents impliquant des bâtiments à propulsion nucléaire : 6 concernaient des sous-marins américains, 38 des sous-marins russes.

A ces événements, il faut ajouter trois événements plus récents intéressant des sous-marins français (SNA) : une collision avec le fond, une collision avec un navire et une entrée d'eau de mer. Ces événements n'ont eu aucune conséquence pour les réacteurs mais le dernier d'entre eux a causé la mort de dix membres de l'équipage.

### Conséquence des naufrages

Comme indiqué ci-dessous on recense cinq naufrages de sous-marins nucléaires. Que se passe-t-il, pour le réacteur, lors d'une telle catastrophe ?

Quelle que soit l'origine du naufrage, lorsqu'un sous-marin coule par grands fonds il dépasse à un moment donné la profondeur pour laquelle il a été dimensionné (cela se produit entre 500 et 1 000 mètres selon le type de navire). Sous l'effet de la pression extérieure la coque flambe, l'enveloppe de confinement du réacteur est envahie par l'eau de mer. Le sous-marin partiellement détruit poursuit sa descente à une vitesse croissante : la vitesse d'impact sur le fond peut être voisine de 200 km/h.

Le sous-marin repose ensuite sur le fond, l'ensemble des circuits étant vraisemblablement disloqués et baignant dans l'eau de mer. On peut penser que la réfrigération assurée par l'eau de mer élimine les risques

Répartition des accidents par grandes familles

Pays	Nb événements	Origine	Conséquence
USA	3	entrée eau de mer accident d'arme petite fuite primaire douteuse	1 naufrage (USS Tresher) 1 naufrage (USS Scorpion)
	1		
	1		
	1		
URSS	11	incendies et/ou explosions accident d'arme rechargement/déchargement fuites primaires appareil propulsif inconnue ou douteuse	2 naufrages (dont le Komsolomets) 1 naufrage accident de criticité  perte de la propulsion
	3		
	6		
	5		
	4		
	9		

de fusion du combustible et que la radioactivité immédiatement relâchée est alors celle contenue initialement dans l'eau primaire ou due à une détérioration mécanique des éléments combustibles lors de l'accident (bien que ceux-ci soient conçus pour résister à des accélérations de plusieurs dizaines de g).

Les taux de relâchement ultérieurs de radioactivité dépendent des vitesses de corrosion des gaines de combustible et éventuellement des circuits encore intacts.

Les inventaires initiaux en produits de fission à longue durée de vie peuvent être évalués à 300 000 curies en césium 137 et autant en strontium 90. Ces valeurs rapportées au pouvoir de dilution des océans sont négligeables.

Il faut ajouter qu'aux profondeurs où se sont produits les naufrages :

- les vitesses de corrosion sont abaissées du fait d'un très faible taux d'oxygène dissous ;
- les courants marins sont quasiment inexistant ;
- il n'y a pas de faune susceptible de reconcentrer la radioactivité.

La surveillance effectuée par les américains des sites du Tresher et du Scorpion montre qu'après trente ans l'impact radiologique reste très faible et limité aux sédiments marins au voisinage immédiat du navire.

### Conclusion

Sur les sous-marins nucléaires, comme ailleurs, les incidents graves ou les accidents peuvent arriver.

L'expérience cumulée de plusieurs dizaines de milliers d'années-réacteurs montre que le danger le plus sérieux est inhérent à la navigation sous-marine et que les cinq naufrages de sous-marins nucléaires survenus dans le monde résultent tous de causes indépendantes du réacteur.

Comme dans les autres systèmes complexes, une attention particulière doit être portée à la place de l'homme dans la boucle. En France, un retour d'expérience particulier a été mis en place sur ce thème, il sera d'une grande utilité pour l'évolution des systèmes actuels et la conception des systèmes futurs.



Sous-marin nucléaire russe

# L'accident de Kychtym ou l'histoire d'une catastrophe « secrète »

Par Jean-Pierre Goumondy et Alain Simon  
Institut de protection et de sûreté nucléaire

Près de 40 ans après l'accident de Kychtym, les informations disponibles permettent enfin de connaître les circonstances de cette catastrophe, d'en comprendre les causes, et d'en analyser plus précisément les conséquences sur l'environnement.

L'accident a eu lieu le 29 septembre 1957 sur le site du complexe « militaro-industriel » russe de Tcheliabinsk situé dans la région sud de l'Oural. Sur ce site étaient implantés six réacteurs plutonigènes (type graphite-gaz) ainsi qu'une usine de retraitement de combustibles irradiés (installations MAYAK) afin de séparer et purifier le plutonium pour les besoins militaires. Ce centre nucléaire avait été le premier à être édifié dans l'ex-URSS et avait été mis en service en 1949.

## Description succincte du procédé de retraitement mis en œuvre

A l'usine de Kychtym, après dissolution des combustibles dans l'acide nitrique bouillant, une première séparation de l'uranium et du plutonium était réalisée par précipitation sous forme d'acétates après neutralisation de l'acide nitrique par la soude. Ce procédé générait ainsi une solution constituée d'un mélange de nitrate et d'acétate de sodium (dont les concentrations respectives pouvaient atteindre 100 et 90 grammes/litre) contenant la quasi-totalité des produits de fission, hormis les radioéléments volatils (iode, gaz rares) libérés pendant la dissolution, ainsi que de petites quantités résiduelles d'uranium et de plutonium imposées par la limite de solubilité des sels précipités.

A l'origine, de 1949 à 1952, ces solutions de haute activité étaient rejetées directement dans le réseau fluvial à 6 km en aval de la source de la rivière Tetcha. A partir de 1952, ces solutions ont été entreposées pendant une durée d'au moins un an, afin de per-

mettre la décroissance radioactive des produits de fission de courte période, avant de subir un traitement complémentaire pour parfaire la récupération de l'uranium et du plutonium.

## Description de l'installation à l'origine de l'accident

L'installation d'entreposage de ces solutions actives comprenait 20 cuves en acier inoxydable (certains documents mentionnent le nombre de 60) d'un volume de 300 m<sup>3</sup> chacune. Elles étaient implantées dans une fosse en béton enterrée à -8,2 m, divisée en alvéoles ; chaque alvéole était recouverte d'une dalle de protection en béton d'une masse d'environ 160 tonnes. Le refroidissement nécessaire pour évacuer le dégagement de chaleur dû aux produits de fission était assuré par circulation d'eau à l'intérieur de chaque alvéole, dans l'interstice annulaire compris entre les parois de la cuve et de la cellule en béton. Un balayage à l'air du ciel de chaque cuve permettait d'assurer la dilution nécessaire pour éviter tout risque d'explosion dû à l'hydrogène de radiolyse. Enfin, les cuves étaient équipées d'appareils de mesure du niveau et de la température des solutions stockées. La température de l'eau de refroidissement était également mesurée.





### Circonstances et causes de l'accident

Le 29 septembre 1957, vers 16 h 20 heure locale, une très violente explosion se produisit à l'intérieur d'une cuve, détruisant totalement cette dernière et projetant à 25 m la dalle qui recouvrait la fosse.

La masse des déchets de haute activité présents dans la cuve au moment de l'explosion a pu être estimée à environ 70 à 80 tonnes, correspondant à une activité totale de 740 PBq\* (20 millions de Ci). Lors de l'explosion, environ 10 % de cet inventaire fut rejeté dans l'atmosphère jusqu'à 1 km d'altitude, ce qui entraîna la formation d'un « nuage radioactif » responsable de la contamination des territoires désignés ultérieurement sous le nom de « traînée radioactive Oural-est », le complément étant dispersé au sol dans l'environnement proche de la cuve. A partir de ces éléments, l'énergie libérée a pu être estimée à quelques centaines de kilogrammes de TNT.

Un commentaire s'impose sur ce point. Les « performances » de l'énergie nucléaire tant dans le domaine civil que militaire pourraient parfois inciter à sous-estimer, sinon « oublier », l'énergie considérable produite par les réactions chimiques mettant en jeu des produits sensibles, a fortiori lorsqu'ils sont en quantité importante comme dans le cas de l'accident de Kychtym.

Contrairement à la catastrophe du réacteur de Tchernobyl, cet accident fut immédiatement classé secret par les autorités soviétiques de l'époque et il n'a été rendu officiellement public par les Russes qu'en juillet 1989, soit 32 ans plus tard.

Dans le courant des années 60, certaines informations « diffuses » non officielles (observations par satellites, missions étrangères en URSS, etc.) ont laissé supposer aux « experts avertis » qu'il s'était passé « quelque chose » dans cette région de l'Oural. Le monde occidental n'a toutefois disposé d'éléments plus précis sur cet accident qu'après les révélations en 1976 du dissident Z. Medvedev, biologiste soviétique réfugié en Grande-Bretagne à la fin des années 60.

Depuis 1990, cet accident a fait l'objet de nombreuses publications dans la presse scien-

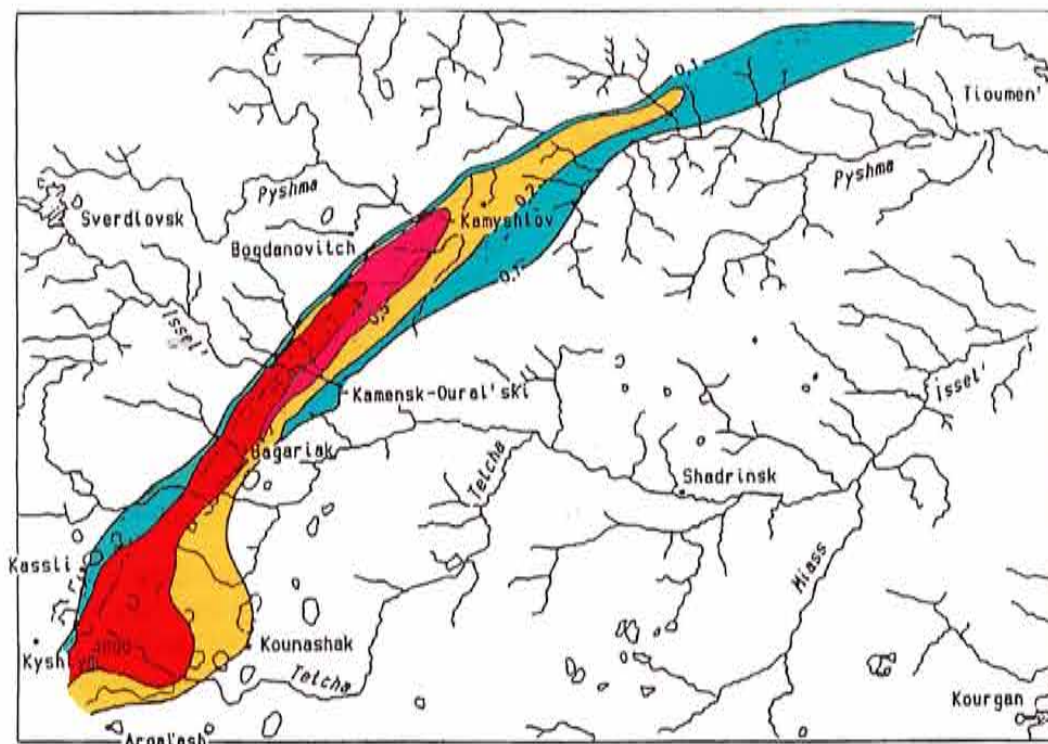
tifique internationale ; en particulier un article très complet et assez détaillé est paru dans la revue mensuelle russe d'écologie Priroda. Cela permet maintenant de faire une analyse plus pertinente des causes et conséquences de cet événement.

Quelque temps après la mise en service de l'installation d'entreposage, les appareils de mesure, très rustiques et non adaptés à un fonctionnement en milieu très radioactif, se sont révélés défectueux sans que le débit de dose élevé au voisinage des cuves permette d'envisager leur réparation. Ceci a conduit à piloter l'installation de plus en plus en « aveugle » faute d'indications fiables.

De plus, le mode de refroidissement externe par « noyage » a entraîné des contraintes mécaniques importantes par effet de flottement, du fait de l'allègement progressif des cuves dû à l'évaporation importante des solutions contenues. Cela s'est traduit par des ruptures de tuyauteries d'alimentation et d'évacuation des solutions de produits de fission, entraînant une contamination de l'eau de refroidissement. Les nécessaires opérations de décontamination ont conduit les exploitants à utiliser un mode de refroidissement en régime « alterné ». Ainsi, peu à peu, l'exploitant a été amené à diminuer le refroidissement de ses cuves, sans mesure fiable du niveau ou de la température des solutions de produits de fission.

La cause de l'accident retenue par la commission d'enquête russe et les experts étrangers est liée au fait que l'eau de la solution contenue dans la cuve concernée s'est probablement évaporée en totalité et que l'auto-échauffement du mélange solide de nitrates et d'acétates a finalement conduit à une violente réaction d'oxydoréduction, avec génération et dégagement quasi-instantané d'un très important volume de produits de réaction gazeux. On peut noter ici que la présence d'acétate de sodium a été particulièrement défavorable. En effet, le radical acétyle est un des plus stables parmi ceux rencontrés dans les produits organiques usuels. Il est ainsi souvent le dernier maillon de décomposition thermique ou chimique de produits à plus longue chaîne, sa décomposition finale en gaz carbonique et vapeur d'eau ne devenant significative qu'à partir de 340 °C. De ce fait, il n'a pas été détruit lors de l'évaporation du contenu de la cuve.

\*P : peta = 10<sup>15</sup>



Carte de la traînée radioactive Oural-Est

Contamination en Sr 90 (Ci./km<sup>2</sup>)



Parmi les radionucléides rejetés, c'est essentiellement le strontium 90 qui a constitué, après quelques années, la contribution majeure à la pollution de l'environnement. Par contre, il faut noter la faible contribution du césium 137 à l'inventaire radiologique. Cela est sans doute dû à la nature des combustibles retraités, à base d'alliage uranium-molybdène, pour lesquels le molybdène est solubilisé sous forme d'acide phosphomolybdique, composé dont les sels de césium sont insolubles et qui a donc été séparé des solutions de produits de fission avant leur entreposage.

#### Principales conséquences radiologiques

Les conséquences radiologiques de cet accident ont fait l'objet de nombreux articles très détaillés ; les plus importantes sont sommairement rappelées ci-après.

La zone contaminée par l'explosion représente une surface au sol ayant plusieurs centaines de km de longueur et quelques dizaines de km de largeur (« traînée radioactive Oural-est »). Ainsi la superficie présentant une contamination surfacique en strontium 90 supérieure à 3,7 GBq/km<sup>2</sup> (0,1 Ci/km<sup>2</sup>) correspond à une bande de (300 x 30 à 50) km<sup>2</sup> ; elle est de ((105 x 8) km<sup>2</sup> pour une contamination surfacique de 74 GBq/km<sup>2</sup> soit 2 Ci/km<sup>2</sup>).

Une densité de contamination en strontium 90 de 2 Ci/km<sup>2</sup>, correspondant à un débit de dose estimé à 2 µSv/h<sup>1</sup>, a été « reconnue » comme valeur limite acceptable pour la vie de la population et a défini la frontière officielle de la « traînée radioactive Oural-est ». Cet accident a entraîné le déplacement de 10 800 personnes et la disparition de 27 villages et a servi de support à de nombreuses études « en grandeur réelle » sur les effets de la contamination radioactive pour la faune et la flore.

### Commentaires et conclusion

Un tel accident peut-il avoir lieu en France et aurait-il les mêmes conséquences ?

En ce qui concerne la possibilité d'un accident de ce type, plusieurs éléments sont à considérer.

Tout d'abord le procédé chimique de traitement est différent. Le procédé « PUREX » utilisé en France, est basé sur la séparation et la purification de l'uranium et du plutonium par extraction liquide-liquide, le solvant utilisé étant constitué d'un mélange à 30 % en volume de phosphate de tributyle (TBP) dilué dans un alcane à chaîne longue, linéaire (n dodécane) ou ramifié (tétrapropylène hydrogéné ou TPH). Si l'on recherche les opérations de ce procédé mettant en œuvre un mélange de produits organiques et de solutions nitriques concentrées et qui a priori pourraient présenter un risque « analogue » à celui de Kyshtym, il convient de s'interroger sur la concentration des solutions de produits de fission avant vitrification. Cette opération est réalisée à ébullition dans un évaporateur alimenté par une solution de formaldéhyde (formol) concentrée pour limiter l'acidité nitrique du concentrat. La sûreté de cette réaction est liée à l'effet d'autocatalyse de l'acide nitreux en solution, produit intermédiaire de réaction, qui évite tout risque d'ac-

cumulation de formol car il réagit dès son introduction (réaction auto-entretenue). C'est une des raisons pour lesquelles, dans les usines françaises, du fait de sa meilleure réactivité, l'utilisation du formol a été choisie plutôt que celle de l'acide formique utilisé dans d'autres pays.

De plus, en France, la sûreté de la conception et de la réalisation des installations est basée sur une démarche dite de « défense en profondeur » qui conduit à la multiplication des barrières de confinement, à la redondance des équipements et appareils de mesure des paramètres de contrôle, de maîtrise et de conduite du procédé, etc. Par exemple, le refroidissement des cuves de stockage des solutions concentrées de produits de fission est assuré par trois systèmes indépendants, d'où une probabilité infime de défaillance.

Dans ces conditions, il n'apparaît pas qu'un accident d'une ampleur comparable à celui de Kyshtym puisse intervenir dans les usines françaises de retraitement de combustibles irradiés. Néanmoins, les possibilités de réactions explosives, qui entraînent généralement des conséquences importantes pour l'environnement, doivent faire l'objet d'une attention soutenue de tous les acteurs de la sûreté dans les installations du cycle du combustible.



Sibérie

# L'incendie de Windscale en 1957 et les leçons qui en ont été tirées

Par Sheila Hutchinson et I.A. Jack Bradshaw, Inspection britannique des installations nucléaires (HSE)

## Historique

En 1945, le gouvernement britannique décida qu'il lui fallait se doter des moyens nécessaires à la production nationale d'armes nucléaires. Des organismes distincts furent mis en place pour effectuer des recherches sur les différentes utilisations de l'énergie nucléaire, pour la production de matières fissiles et pour la recherche sur les armes. Deux réacteurs, connus sous le nom de piles 1 et 2 de Windscale, furent construits dans le nord-ouest de l'Angleterre pour constituer l'un des maillons de la chaîne de production de matières fissiles.

En 1954, ces organismes furent regroupés pour former l'organisation gouvernementale United Kingdom Atomic Energy Authority (UKAEA) avec pour tâche supplémentaire la poursuite d'un ambitieux programme nucléaire civil. En 1957, la pile 1 de Windscale prit feu pendant une opération d'évacuation d'énergie Wigner du cœur en graphite. Cet incendie provoqua des rejets de radioactivité hors du site. Cet accident fut le plus grave accident nucléaire connu du public, jusqu'à celui qui se produisit à la centrale de Three Mile Island en 1979. Bien que l'étendue des dégâts subis par le cœur ait été moins importante qu'à TMI, les rejets de radioactivité dans l'atmosphère furent bien plus importants.

## Description des piles

La construction des piles de Windscale avait démarré en 1947 et la pile 1 divergea en octobre 1950. Chaque cœur de pile était constitué par des blocs de graphite emboîtables avec des canaux de combustible traversant horizontalement le graphite ; le poids total du cœur atteignait environ 2 000 tonnes. Le combustible, constitué d'uranium naturel enfermé dans des gaines, était char-

gé dans les canaux au travers des orifices de chargement aménagés dans la protection biologique. Les éléments étaient mis en place manuellement. Le combustible déchargé, expulsé à l'arrière du cœur, tombait dans des bennes mobiles immergées dans une piscine située à la base du cœur. L'air de refroidissement, à passage unique, traversait le cœur et était rejeté via des filtres par une cheminée haute de 130 mètres. Les niveaux de puissance du réacteur étaient commandés par des barres de commande mobiles introduites dans le cœur.

En plus des matières pour le programme d'armement, des isotopes étaient également produits. Ces réacteurs étaient également utilisés pour tester des matériaux sous irradiation.

## L'énergie Wigner

L'énergie Wigner se manifeste sous la forme d'une augmentation de l'énergie potentielle à l'intérieur du graphite, provoquée par l'irradiation neutronique. Elle s'accumule dans le graphite lorsqu'il est irradié à des températures relativement basses jusqu'à ce qu'un recuit soit effectué. Elle peut conduire à un dégagement d'énergie spontané potentiellement dangereux. Les piles furent modifiées pour prendre en compte l'effet Wigner, mais l'accumulation d'énergie associée ne devint un problème majeur que lorsque les piles devinrent opérationnelles. Des dégagements d'énergie spontanés furent observés dans les deux piles au cours de l'année 1952 et eurent pour conséquence des élévations imprévues de température. La cause en fut attribuée à l'énergie Wigner. On prit conscience que si une procédure de recuit du graphite ne pouvait être mise au point, les piles risquaient d'être mises à l'arrêt et que cela aurait un impact important sur le programme d'armement.

Une procédure de recuit fut mise au point, qui impliquait la montée en température de la pile par le réglage des conditions de fonctionnement de la pile jusqu'à l'amorçage du dégagement spontané de l'énergie Wigner ; la puissance était alors abaissée tandis que le dégagement d'énergie se maintenait de lui-même. Le procédé était contrôlé par un certain nombre de thermocouples installés à l'intérieur du cœur, et commandé en faisant varier les niveaux de puissance du réacteur à l'aide des barres de commande. Chaque recuit était différent et devenait progressivement plus difficile à réaliser, car l'amorçage du dégagement d'énergie nécessitait des températures de plus en plus élevées.

### L'incendie de Windscale

Le neuvième recuit de la pile 1 débuta le 7 octobre 1957. Des thermocouples avaient été installés à leur place habituelle. Dans les premières heures de la journée du 8 octobre, il fut estimé que le recuit pouvait se poursuivre sans plus de chauffage nucléaire. Mais les niveaux de température avaient baissé par la suite, et il fut décidé de procéder à un second chauffage nucléaire. Dès le 10 octobre, on constata des montées de température et une légère augmentation de la radioactivité dans la cheminée fut détectée. Une inspection à l'arrière du cœur mit en évidence des flammes qui s'échappaient d'un certain nombre de canaux de combustible. La décision fut prise de décharger le combustible dans les bennes et dans la piscine.

Il n'existait pas de système de sauvegarde pour faire face à ce type d'événement. Les éléments combustibles qui se trouvaient autour de la zone de feu furent expulsés manuellement à l'aide de barres en acier. Les tentatives de déchargement des éléments qui brûlaient, effectuées par des techniques similaires, ne furent pas très fructueuses car le feu et la chaleur avaient rapidement déformé ces éléments. On essaya d'étouffer l'incendie à l'aide de CO<sub>2</sub> qui se révéla inefficace et l'on décida alors d'utiliser de l'eau. On savait qu'un risque potentiel d'explosion existait en raison des réactions chimiques entre la vapeur et le graphite chaud, mais cette procédure apparut comme la seule marche à suivre. Comme il n'existait pas de dispositif de lutte contre l'incendie dans le bâtiment de la pile, il a fallu improviser. Le 11 octobre, l'eau introduite sembla tout

d'abord avoir peu d'effet. La décision fut alors prise de stopper les ventilateurs qui étaient en fonctionnement afin de maintenir des conditions de travail supportables sur la face de chargement après quoi le feu s'éteignit rapidement.

Les piles avaient été conçues et construites très tôt dans le programme nucléaire britannique, pendant une période de développement intense qui se poursuivait à une cadence rapide. L'expertise et les connaissances étaient développées en même temps que la construction et la mise en service des piles. Il s'agissait donc d'une conception en permanente évolution et il n'était pas possible de prendre du recul et de comprendre tout à fait l'impact de toutes les modifications de conception aussi bien avant qu'après leur mise en œuvre. Pendant la phase de construction, il avait été décidé que l'air rejeté devrait être filtré, mais à ce stade tardif la seule position possible des filtres était au sommet de la cheminée. D'autres modifications de conception avaient été nécessaires et il n'avait pas toujours été possible d'étudier la meilleure solution : on avait dû faire des compromis. Par exemple, les thermocouples installés pour contrôler la température à l'intérieur des piles pendant un recuit n'étaient pas positionnés à l'endroit où la température maximale était la plus probable.

Lorsque les implications de l'énergie Wigner furent identifiées, les recuits furent introduits afin de répondre aux exigences d'exploitation continue des piles nécessaires aux productions militaires. Cet impératif signifiait qu'une solution devait être trouvée rapidement. Il fut reconnu que chaque recuit était différent, mais les opérateurs ne possédaient pas un niveau suffisant de connaissance de la physique de l'événement pour maintenir de façon efficace un régime d'exploitation sûr. Cependant, en dépit de cette lacune, ils furent en mesure de développer des techniques pour gérer l'énergie Wigner dans le court terme. Les travaux de recherche et de développement dans le domaine nucléaire en général étaient axés principalement sur les actions d'un futur programme et la priorité donnée aux piles existantes fut moindre. Par ailleurs, le programme des travaux sur les piles s'élargit de façon significative avec la réalisation de nouvelles expériences d'irradiation.

Bien que divers appareillages de mesure aient été disponibles, les systèmes de sauvegarde ne couvraient pas tous les scénarios de défaillance. Un incendie du cœur n'avait pas été prévu et par conséquent aucun système de protection contre l'incendie n'avait été installé. Les opérations de déchargement et de rechargement de combustible avaient été prévues seulement dans des conditions normales d'exploitation, et il fut décidé qu'une technique manuelle à la face de chargement était la plus appropriée.

Il fut reconnu que l'inventaire des piles de Windscale en faisait l'installation nucléaire la plus importante du pays et que, dans l'éventualité d'un incident, les conséquences sur l'environnement alentour pouvaient être considérables. Des procédures d'urgence locales étaient prévues et avaient été approuvées par la police et les autorités locales, mais seule une équipe de crise limitée existait sur le site. Les autorités locales furent averties qu'une crise régionale pouvait avoir lieu une fois la progression de l'incendie déterminée, suivant les premiers rejets radioactifs dans l'environnement. Lorsque des niveaux significatifs de radioactivité en suspension dans l'air furent d'abord détectés hors du site, un seul véhicule était disponible pour le contrôle de l'environnement, ce qui limita la capacité de l'équipe de crise à déterminer l'étendue du risque pour le public. Les conditions météorologiques eurent aussi des conséquences sur la capacité des équipes de contrôle du sol à prédire le passage du panache.

Lorsque les résultats des contrôles furent connus, il n'y avait pas de niveaux de référence par rapport auxquels on pouvait décider de mettre en œuvre des contre-mesures. Le choix d'un niveau de référence pour l'iode 131 en vue d'instaurer l'interdiction du lait fut calculé par le personnel du siège. La zone initiale d'interdiction du lait dut être étendue en fonction des résultats des prélèvements, et une surveillance régionale beaucoup plus large fut entreprise.

### Enquêtes gouvernementales

A la suite de l'incendie, le gouvernement ordonna une série d'enquêtes. L'enquête Penny, qui a été à l'origine du premier rapport, étudia les détails de l'accident et recom-

manda que des examens plus poussés concernant l'organisation et le personnel, ainsi que des contrôles de santé et de sûreté au niveau de l'UKAEA soient entrepris. Ceci fut fait dans les deux rapports qui suivirent, les rapports Fleck.

Le premier rapport Fleck étudia l'organisation de certaines parties de l'UKAEA. Ce rapport conclut que le groupe industriel de l'UKAEA, qui comprenait les piles, comportait des faiblesses dans son organisation, surtout en raison d'une insuffisance de responsables techniques.

Le deuxième rapport, sur les contrôles de santé et de sûreté, conclut que l'organisation de la santé et de la sûreté de l'UKAEA comportait des faiblesses et une mauvaise coordination. Avant l'incendie, des plans avaient été mis en place et furent progressivement mis en œuvre dans le but d'établir une organisation plus efficace. Le rapport recommandait que cette organisation soit mise en place de toute urgence et qu'elle ait une large étendue de pouvoirs. Il recommandait aussi que les plans d'urgence du site et les procédures sur chaque site soient amenés à des normes communes de haut niveau. Le rapport mit en évidence le très petit nombre d'experts dans le domaine de la sûreté et de la radioprotection ce qui entraîna la création du National Radiological Protection Board. Enfin, ce rapport encouragea fortement l'établissement d'un service d'inspection nucléaire indépendant, ce qui était déjà prévu. Le Nuclear Inspectorate (service d'inspection nucléaire) fut ainsi créé en 1959.

### Conclusions

L'incendie de Windscale a montré la nécessité d'acquérir des connaissances exhaustives sur les caractéristiques d'exploitation de n'importe quelle installation nucléaire et sur l'identification des modes de défaillance possibles de façon à pouvoir incorporer, dans la conception de l'installation les systèmes de sauvegarde appropriés. Il a mis en évidence le fait que les propriétés des matières utilisées dans une installation devaient être bien comprises, pour s'assurer que les avantages tirés de leur utilisation ne soient pas contrebalancés par des inconvénients. Il a également mis en évidence le fait que la conception ne devrait pas être changée sans une

prise en compte suffisante des conséquences de ces modifications sur la sûreté de l'installation. Le personnel d'exploitation doit posséder des connaissances suffisantes pour identifier les conséquences potentielles de chaque intervention, et des informations suffisantes sur l'état de l'installation pour savoir reconnaître l'existence d'une situation anormale.

En cas d'incident, les personnes directement concernées par l'atténuation de l'impact de l'événement à la source ont besoin de l'appui d'autres intervenants pour étudier les conséquences sur les populations hors du site. Il n'est pas possible de se concentrer efficacement sur les deux questions en même temps. Lorsque le risque potentiel d'incident grave est reconnu, la première chose à faire est d'alerter les supports techniques en vue de permettre un temps de réponse maximal et une bonne préparation. Chaque fois que des contre-mesures sont envisagées, il doit y avoir des niveaux de référence pré-existants permettant d'effectuer leur mise en œuvre dans toute la mesure du possible.

Les dirigeants de l'organisme responsable doivent s'attacher à ce que les priorités soient convenablement déterminées, les moyens nécessaires disponibles et qu'une communication efficace soit maintenue dans tout l'organisme.

Les leçons tirées de cet accident ont été largement prises en compte et étendues dans le cadre réglementaire actuel au Royaume Uni.

Mais, il ne faudra jamais oublier les efforts du personnel qui ont permis de maîtriser la situation.

### **Références**

Windscale 1957, Anatomy of a Nuclear Accident, Lorna Arnold, St Martins Press.

Report of the Penney Inquiry, UK Government White Paper, 26 October 1957.

The first Fleck Report, on the organisation of certain parts of the UKAEA (White Paper 338).

The second Fleck Report, on the organisation for control of health and safety in the UKAEA (White Paper 342).

## **Les enseignements de l'accident de TMI pour la sûreté nucléaire**

**Par Pierre Yves Tanguy, ancien inspecteur général pour la sûreté nucléaire, EDF**

### **L'accident**

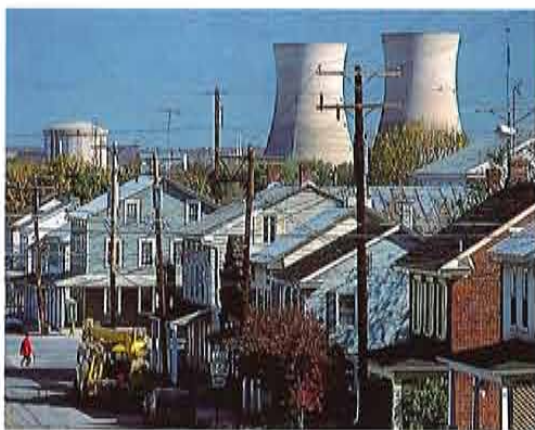
Le mercredi 28 mars 1979, à 4 heures du matin, l'unité n° 2 de la centrale de Three Mile Island (TMI) fonctionne à pleine puissance. Les deux pompes qui alimentent le circuit d'eau secondaire s'arrêtent. C'est une erreur au cours d'une opération courante d'entretien qui en est la cause. L'arrêt d'arrivée d'eau dans les générateurs de vapeur induit instantanément une augmentation transitoire rapide de la température et de la pression de l'eau primaire. Les sécurités de la centrale jouent leur rôle : le groupe turboalternateur déclenche ; une vanne de décharge s'ouvre

dans le circuit primaire pendant une dizaine de secondes, rétablissant la pression normale ; le réacteur est arrêté, ce qui réduit fortement la puissance dégagée, et les températures décroissent ; des pompes de secours démarrent sur le circuit secondaire.

Cette succession d'actions automatiques doit laisser l'unité dans une situation sûre : la production d'électricité est nulle, la réaction en chaîne est stoppée, toutes les barrières de confinement (gaine, circuit primaire et enceinte) sont intactes, et la chaleur résiduelle du combustible est évacuée à travers des générateurs de vapeur à nouveau alimentés en eau du côté secondaire.

En fait la situation est différente : *la vanne de décharge ne s'est pas refermée* comme prévu, la seconde barrière n'est donc plus intacte. Les opérateurs n'en ont pas conscience. L'information en salle de commande leur indique que la vanne est fermée. Ils pourraient obtenir des informations complémentaires qui leur révéleraient la situation, mais ils sont préoccupés par un incident indépendant : les pompes de secours n'alimentent pas le circuit secondaire, des vannes étant fermées suite à une erreur antérieure. Ils les ouvriront sans délai.

Les opérateurs exploitent alors une installation potentiellement non sûre puisque le refroidissement du cœur risque d'être compromis à terme, mais ils l'ignorent. Ils ne prennent pas la décision qui mettrait fin à l'incident (la fermeture de la vanne ouverte). Au contraire, *ils décident d'arrêter le système d'injection d'eau* qui compensait la fuite par cette vanne. Ils se basent sur une information en salle de commande, le niveau d'eau du pressuriseur. Ils l'interprètent comme reflétant un excès d'eau dans le circuit. En l'occurrence, l'information est trompeuse ; le pressuriseur étant rempli d'un mélange eau-vapeur, la mesure ne signifie rien. En fait l'eau primaire se vide dans l'enceinte.



TMI

Avec de moins en moins d'eau de refroidissement, le combustible chauffe, les gaines de zircaloy réagissent avec l'eau pour produire de l'hydrogène, et une fraction du cœur commence à fondre. Vers 7 heures du matin les opérateurs prennent conscience de l'accident. Ils ferment la vanne, mais ils ne comprennent pas bien ce qui se passe, et il leur faut une dizaine d'heures pour rétablir une situation sûre. Une grande quantité de radioactivité est relâchée par le combustible dans

le circuit primaire. Par la vanne ouverte, elle se retrouve dans l'enceinte, mais celle-ci joue bien son rôle de confinement, et les effets sanitaires sur le public seront négligeables. Une fraction de l'hydrogène produit lors de l'accident arrive dans l'enceinte où il brûle sans mettre en cause la tenue du bâtiment. L'hydrogène resté dans le circuit primaire provoquera dans les jours suivants une inquiétude injustifiée car il n'y avait pas de risque réel d'explosion.

### Sa signification pour la sûreté

L'accident de TMI a été imprévu et anormal sous bien des aspects. Il a révélé des défaillances humaines dans la conception, l'entretien, la conduite et le contrôle. Le cœur fut endommagé très au-delà de ce qui était envisagé dans les accidents pris en compte à la conception. La quantité de radioactivité relâchée dans l'enceinte dépassa largement les évaluations utilisées jusqu'alors dans les analyses de sûreté. Le très faible niveau de ses conséquences sanitaires laissait penser que les principes fondateurs de la sûreté nucléaire, telle la défense en profondeur, n'étaient pas remis en cause. Ceci a été confirmé par la suite. Par contre il était clair que les *pratiques de sûreté devaient être complètement revues*. Ce fut l'objet des « programmes post-TMI » développés dans tous les pays nucléaires occidentaux dans les années qui suivirent.

Le rapport d'enquête américain (dit rapport Kemeny, du nom du président de la commission d'enquête) indique en conclusion :

« Bien que le facteur majeur qui a transformé l'incident en accident soit une action inadéquate<sup>1</sup> de l'opérateur, de nombreux défauts ont contribué à cette action et sont à mettre au compte de l'exploitant, des constructeurs et de la NRC<sup>2</sup> : déficiences dans la formation, manque de clarté des procédures et consignes, organisation inefficace pour tirer les leçons des incidents antérieurs, et mauvaise conception de la salle de commande. »

Tous les programmes post-TMI ont repris ces enseignements sous une forme ou une autre.

1. L'arrêt de l'injection d'eau dans le circuit primaire.

2. Nuclear Regulatory Commission, organisme réglementaire aux USA.



Quelques leçons me paraissent encore d'actualité.

### **1 - Revoir la sûreté à la lumière de l'expérience**

Immédiatement après un accident, et cela a été encore plus évident après Tchernobyl, certains ont tendance à déclarer que ce n'est pas la conception qui est en cause, mais l'exploitation. L'analyse TMI a montré que les concepteurs ne confrontent pas assez leurs études prévisionnelles avec l'expérience d'exploitation. On a mentionné que la position de la vanne de décharge indiquée aux opérateurs était fautive ; elle confirmait que l'ordre de fermeture avait bien été donné, mais non qu'il avait été exécuté. Il y a plus grave. Dix-huit mois avant TMI, les opérateurs d'une centrale de même type<sup>3</sup> avaient été induits en erreur par la non-représentativité de la mesure du niveau pressuriseur ; la puissance étant faible, ils avaient été en mesure de corriger leur première interprétation. Les concepteurs auraient dû tirer les leçons de cette expérience et transmettre aux exploitants les instructions appropriées. Un retour d'expérience efficace est la clé d'une bonne sûreté.

Le retour d'expérience s'applique aussi à l'exploitant, notamment pour ce qui est des consignes et des programmes de formation. L'échange du retour d'expérience d'exploitation, qui s'est effectué aux Etats-Unis après TMI à travers l'INPO<sup>4</sup>, et qui s'effectue aujourd'hui dans le monde à travers des organismes internationaux, reste le moteur essentiel du progrès en matière de sûreté.

### **2 - Prendre en compte les réalités de l'exploitation**

Dans leurs bureaux où ils disposent des données permettant des analyses approfondies de situations complexes, les concepteurs ne se mettent pas toujours à la place d'opérateurs soumis à la pression du temps réel. Or leur devoir est d'aider ces opérateurs en leur évitant les risques d'erreurs. Il faut leur présenter clairement les informations qui leur permettront de conduire la centrale dans un

état sûr. TMI a démontré la nécessité de concevoir des installations « pardonnantes à l'erreur humaine » et des « interfaces homme-machine » adaptées aux risques des machines et aux comportements humains.

### **3 - Former le personnel aux enjeux de la sûreté**

Le personnel connaît bien les enjeux de production. Les bons professionnels apprennent vite les gestes à éviter et les meilleures pratiques, car le retour d'expérience est rapide : la panne qui stoppe la production. Pour l'enjeu de sûreté, il n'en est pas de même. Les accidents sont rarissimes, et même les incidents sont peu fréquents. Un opérateur ne vivra directement qu'un incident notable dans toute sa carrière ! Pour appréhender le risque, il faut donc être capable de saisir le lien qui existe entre l'expérience quotidienne et l'accident rare contre lequel il faut se prémunir. Cela impose de se poser des questions du type : « Que pourrait-il se passer si... ? ». Cette « culture de sûreté » peut s'acquérir par la formation sur simulateurs, où l'opérateur sera confronté à des situations anormales. C'est aussi à cette occasion qu'il apprendra à utiliser les procédures accidentelles, tout en les validant. A TMI, les agents en salle de commande ne disposaient d'aucune procédure qui aurait pu les guider, et leur formation antérieure ne les avait pas préparés à ce type de situation anormale.

### **4 - Savoir gérer des situations de crise**

Tout exploitant doit être convaincu que, quelle que soit l'attention qu'il porte à leur prévention, des accidents peuvent survenir. Il doit donc se donner les moyens de conduire son réacteur dans un état sûr quelle que soit la situation, en s'assurant qu'il disposera des informations et des équipements nécessaires. Depuis TMI les centrales disposent de procédures spéciales qui les aident à gérer les situations imprévues, évitant ainsi qu'elles ne dégénèrent en accident.

Au-delà, l'exploitant doit mettre en place avec les pouvoirs publics un dispositif de crise efficace, testé périodiquement, et connu des populations proches, car c'est lui qui assurera, si nécessaire, leur protection ultime. A TMI la coopération entre les acteurs (exploitants et autorités) fut mauvaise. La population,

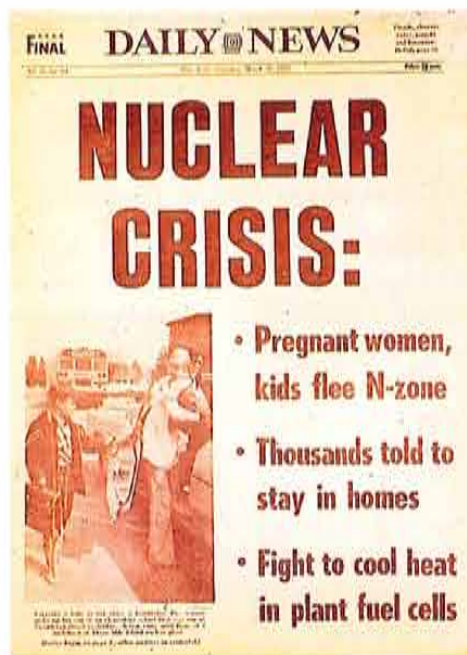
<sup>3</sup> Davis Besse, aux USA.

<sup>4</sup> Institute for Nuclear Power Operation, organisme regroupant depuis TMI toutes les compagnies américaines exploitant des centrales nucléaires.

mal informée, perdit confiance et une certaine panique en a résulté.

### Conclusion

Dans toutes les activités humaines les accidents font progresser la sûreté. Pour ce qui concerne l'électricité nucléaire, la NRC a estimé que les modifications apportées aux pratiques de sûreté après TMI ont conduit à une très importante réduction des risques des centrales américaines. On est en droit de penser qu'il en est de même pour les pays comme la France qui ont su en tirer les leçons. TMI a certes joué un rôle négatif pour le développement nucléaire aux Etats-Unis, mais il a été très bénéfique pour la sûreté dans le monde.



## L'accident de Tchernobyl

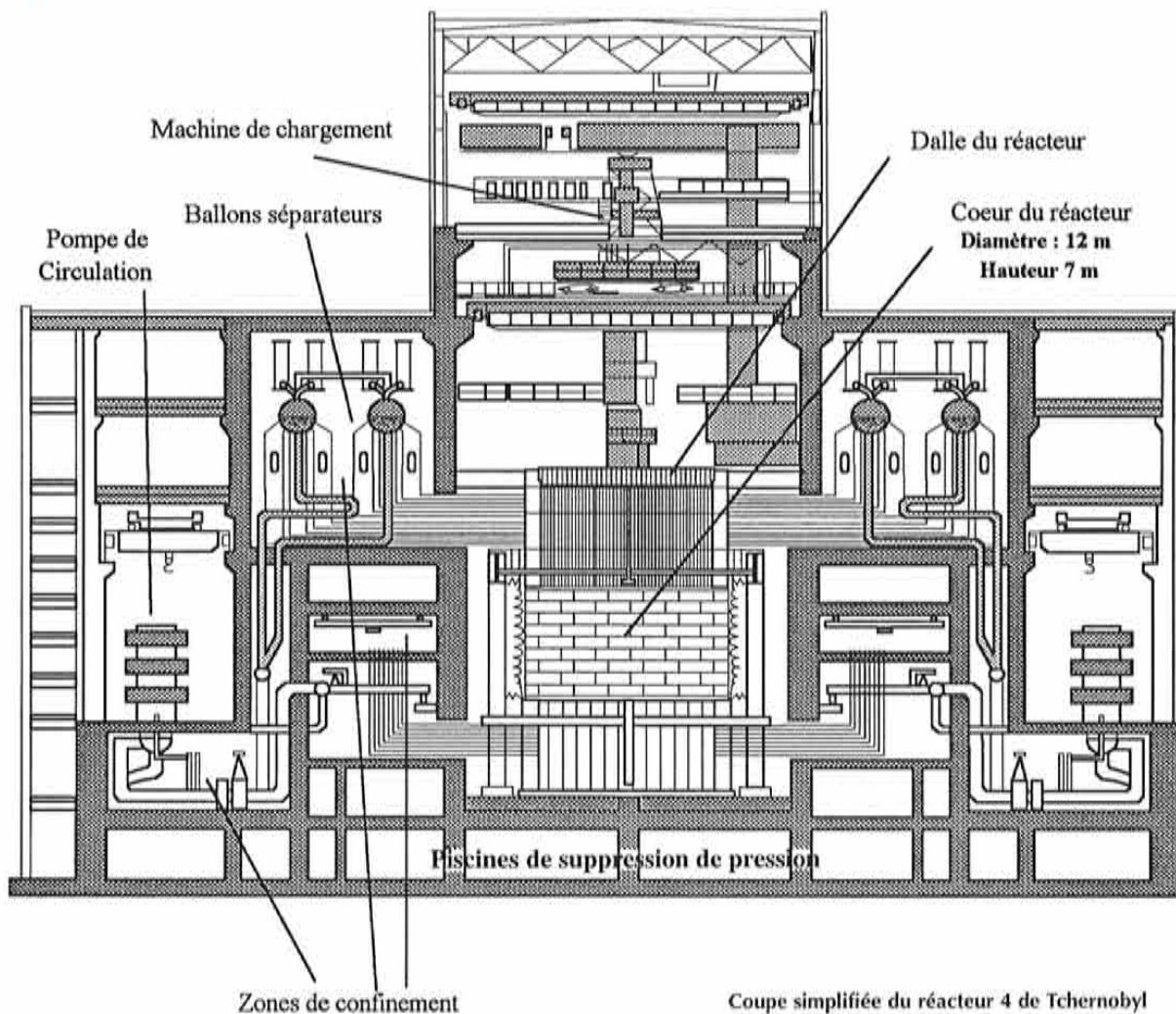
Par Daniel Quéniart, directeur délégué à la sûreté  
Institut de protection et de la sûreté nucléaire

Le 26 avril 1986, à 1 h 23 mn 44 s, le réacteur 4 de la centrale de Tchernobyl explosait.

Cette catastrophe, sans précédent dans l'histoire de l'énergie électronucléaire, a affecté un réacteur d'une filière qui était alors très peu connue des Occidentaux, la filière des réacteurs RBMK. Dans ce type de réacteurs, les assemblages combustibles, à base d'oxyde d'uranium légèrement enrichi en isotope 235, sont placés dans des tubes – dits tubes de force ; il y avait 1681 tubes de force dans le réacteur de Tchernobyl 4. L'eau de refroidissement bout normalement à la partie supérieure des tubes de force, produisant de la vapeur à un titre de l'ordre de 14,5 % ; après passage dans des ballons séparateurs, la vapeur alimente directement des turboalternateurs (comme dans un réacteur à eau bouillante de type occidental) tandis que l'eau est renvoyée vers les tubes de force.

Ceux-ci sont par ailleurs placés dans un empilement de graphite qui sert de modérateur (matériau servant à ralentir les neutrons de forte énergie pour les transformer en neutrons capables de provoquer plus aisément des réactions de fission).

Le scénario de l'accident, tel qu'il a été présenté par les Russes lors d'une conférence tenue à Vienne à la fin du mois d'août 1986, indique que l'exploitant de la centrale avait prévu d'effectuer les 25 et 26 avril 1986 un essai spécial avant d'arrêter la tranche 4 pour une période normale de maintenance ; il s'agissait de démontrer la possibilité d'alimentation électrique du système de refroidissement de secours par les turboalternateurs en cas de défaillance du réseau avant la reprise en secours par les groupes électrogènes ; à cette fin, un nouveau système de régulation de tension avait été installé.

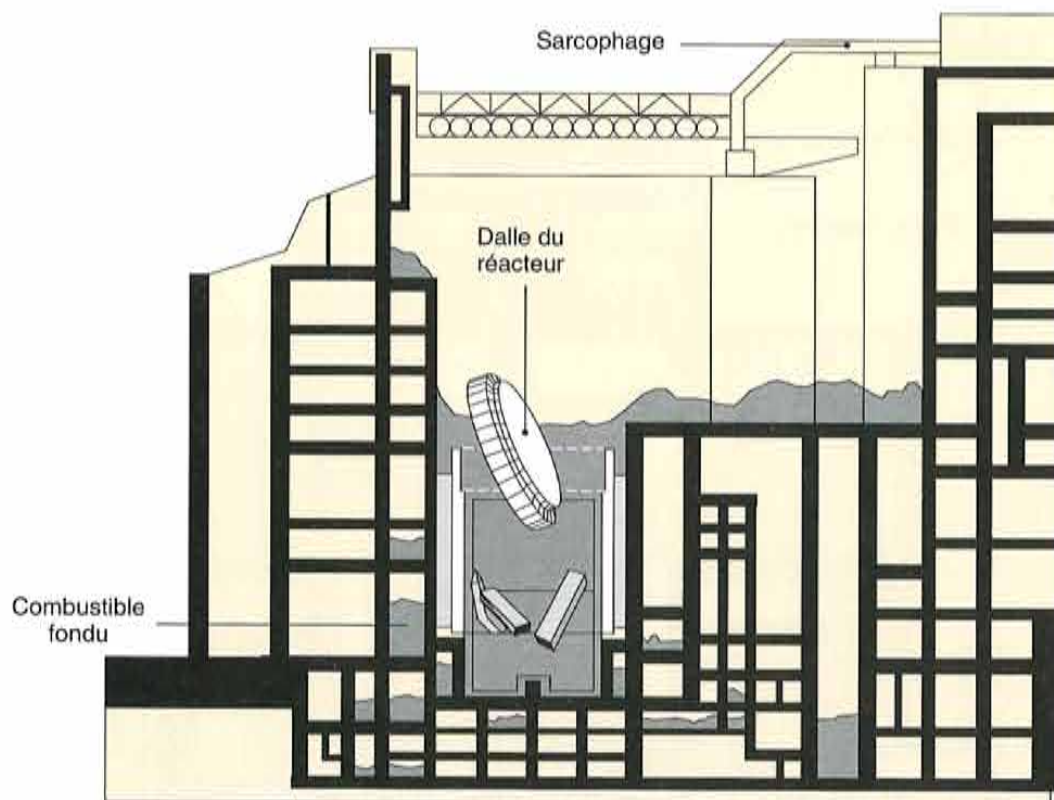


Plusieurs péripéties ont conduit à réaliser l'essai dans des conditions tout à fait différentes de celles initialement prévues ; pour pouvoir réaliser l'essai, les opérateurs auraient alors sorti un trop grand nombre de barres de contrôle et bloqué l'action de différentes sécurités (notamment des signaux d'arrêt d'urgence). A 1 h 23 mn 40 s, le chef opérateur aurait donné l'ordre d'insertion rapide des barres de contrôle, mais, compte tenu des conditions atteintes dans le cœur du réacteur, cette action n'aurait pas permis d'éviter l'excursion de puissance et l'explosion du réacteur. Selon les calculs présentés, la puissance aurait atteint 100 fois la puissance nominale du réacteur en 4 secondes.

Tel qu'il est présenté ci-dessus, le scénario de l'accident de Tchernobyl fait peser une lourde charge sur les opérateurs dont les erreurs et violations de procédures auraient été les facteurs essentiels conduisant à l'accident. Toutefois, il était d'ores et déjà clair que les réacteurs RBMK présentaient certaines défi-

ciences du point de vue de la sûreté ; en particulier leurs caractéristiques neutroniques permettaient d'obtenir des configurations de fonctionnement où il n'y avait pas autotabilisation du réacteur en cas de début d'augmentation de la puissance, contrairement à ce qui se passe dans les autres types de réacteurs.

Dix ans plus tard, il est devenu clair que les causes profondes de la catastrophe sont d'abord à attribuer à la mauvaise conception des réacteurs RBMK, même si, pour réaliser l'essai programmé, les opérateurs sont effectivement sortis des modalités d'exploitation prévues. Ainsi, l'on a compris au bout de quelque temps que les barres de contrôle – dont le temps de chute particulièrement long avait déjà été noté – étaient munies de prolongateurs en graphite permettant d'améliorer les performances du réacteur. Dans les conditions de l'accident, l'insertion des barres de contrôle – qui aurait pu être le geste évitant l'accident – est peut-être la



Etat actuel du réacteur 4 de Tchernobyl

cause immédiate directe de celui-ci puisque l'insertion des barres de contrôle a commencé par augmenter la réactivité.

Plus généralement, depuis 10 ans, différents travaux ont pu être menés par les Occidentaux sur les réacteurs RBMK, ce qui a permis de mieux en apprécier les caractéristiques. Ces travaux ont montré qu'outre leurs particularités neutroniques – qui ont été améliorées pour les réacteurs de ce type encore en fonctionnement –, les réacteurs RBMK présentaient d'autres déficiences pouvant conduire à un accident grave, de type explosif : en effet, la rupture simultanée de plusieurs tubes de force (nombre variable selon la génération de réacteurs RBMK) conduit au soulèvement de la dalle qui surplombe le réacteur, entraînant les barres de contrôle et arrachant les autres tubes de force ; or, il est sans doute possible d'imaginer des transitoires thermohydrauliques pouvant entraîner la défaillance simultanée de plusieurs tubes de force. Pour l'accident de Tchernobyl, le scénario, tel que décrit dans un document récent de l'Académie des sciences ukrainienne, fait d'ailleurs intervenir la rupture quasi-simultanée de nombreux tubes de force à la suite de l'excursion de

puissance commençant à 1 h 23 mn 40 s et des interactions entre combustible et réfrigérant qui en ont résulté ; ceci aurait entraîné la projection de l'ensemble du cœur du réacteur à 14 mètres de hauteur avant une seconde excursion de puissance entraînant la vaporisation du combustible et la destruction du cœur.

En tout état de cause, les conséquences de l'accident ont été tout à fait majeures pour les personnes qui ont dû intervenir (notamment les pompiers qui ont dû combattre les différents foyers d'incendie allumés par des débris incandescents), pour les populations sur des distances importantes compte tenu à la fois de l'irradiation directement liée aux rejets mais aussi de l'irradiation due aux dépôts (aujourd'hui encore, il existe une zone réglementée de 30 km de rayon autour de la centrale de Tchernobyl), et pour l'environnement puisque le nuage de Tchernobyl a couvert de larges étendues de la Russie, de la Biélorussie et de l'Ukraine et que ce même nuage a été détecté jusqu'en France. Rappelons encore que, pour maîtriser définitivement l'accident, et notamment arrêter la combustion du graphite du réacteur, les Russes ont dû déverser 5 000 tonnes de maté-

riaux divers (sable, bore, argile, plomb, ...) par hélicoptère, injecter de l'azote pour réduire l'action de l'oxygène et construire à la hâte, dans des conditions difficiles, un bâtiment de confinement précaire connu sous le nom de « sarcophage ».

En définitive, on peut estimer que plus de 50 MCi (ou  $2 \cdot 10^{18}$  Bq) de produits radioactifs ont été rejetés, soit lors de l'explosion, soit dans les jours qui ont suivi ; ces rejets comprennent 50 %, voire plus, des iodures présents dans le cœur du réacteur. Quelques années plus tard, un accroissement des cancers de la thyroïde a été constaté chez les enfants des régions touchées par les rejets de l'accident. Des débris du cœur du réacteur, mais aussi des terres et des équipements contaminés, ont dû être enfouis hâtivement dans différents emplacements pour diminuer les doses, créant un risque de contamination à terme du réseau hydrographique.

Les enseignements de l'accident de Tchernobyl sont bien sûr limités sur le plan technique en termes de retour d'expérience vers les réacteurs des pays occidentaux. Les différences de conception sont évidentes et le scénario de l'accident n'est pas directement transposable.

Il est toutefois apparu opportun de ne pas se contenter de cette approche superficielle et les organismes de sûreté français ont alors entrepris de réexaminer si la protection des centrales françaises à l'égard des accidents de réactivité était bien adaptée, compte tenu des conséquences possibles d'un tel accident. Deux voies peuvent a priori y conduire : l'éjection simultanée de plusieurs barres de contrôle ou l'envoi intempestif d'une quantité relativement importante (de l'ordre du mètre cube) d'eau insuffisamment borée dans le cœur du réacteur.

Concernant l'éjection simultanée de plusieurs barres de contrôle, les études ont montré que l'éjection de trois barres serait nécessaire pour affecter gravement l'intégrité du combustible ; compte tenu des dispositions prises tant au stade de la conception qu'au stade de la réalisation et de l'exploitation, un tel scénario paraît pouvoir être « exclu ».

Par contre, concernant l'envoi d'eau non borée dans le cœur du réacteur, des études approfondies ont permis de découvrir,

d'abord un scénario suffisamment probable pour que des dispositions de prévention complémentaires s'imposent – de telles dispositions ont effectivement été proposées et mises en œuvre rapidement par EDF, puis d'autres scénarios nettement moins probables dont les initiateurs pourraient être des opérations de maintenance ou des situations accidentelles. Un point sur l'ensemble des scénarios ainsi mis en évidence par une recherche systématique et sur les dispositions de prévention associées sera fait au cours de l'année 1996.

Une autre conséquence de l'accident de Tchernobyl est la prise de conscience des conséquences majeures qu'aurait une contamination importante de l'environnement, sinon en termes strictement sanitaires, au moins en termes de perturbation de la vie sociale et de coût économique. Ceci a entraîné des recherches sur les moyens les plus appropriés pour « réhabiliter » des zones contaminées ; des exercices de crise ont aussi été réalisés soit entre organismes français, soit plus récemment entre organismes français et russes, en supposant la contamination de larges étendues de terrains par des produits radioactifs.

Cette prise de conscience a aussi largement alimenté les réflexions sur ce que pourraient être les centrales électronucléaires du début du XXI<sup>e</sup> siècle. La recherche d'une « élimination » des séquences accidentelles pouvant entraîner des rejets massifs et précoces de produits radioactifs et d'un confinement des autres accidents de fusion du cœur en vue de limiter dans l'espace et le temps les restrictions d'utilisation des terrains et de consommation des produits alimentaires est désormais un élément incontournable de la sûreté des centrales du futur (voir Contrôle n° 105).



## 13 mars 1980... incident sérieux sur la deuxième tranche de Saint-Laurent A

Par Jean-Marc Saur, sous-directeur chargé des réacteurs graphite-gaz et des réacteurs de recherche

Les deux réacteurs équipant la centrale A de Saint-Laurent-des-Eaux (Loir-et-Cher) appartiennent à la série des cinq unités uranium naturel-graphite-gaz (UNGG) engagées par EDF à partir de 1956, d'abord sur le site de Chinon (EDF 1, 2 et 3) puis de Saint-Laurent et enfin, pour la dernière d'entre elles, du Bugey.

Les deux réacteurs de Saint-Laurent-des-Eaux inauguraient une conception nouvelle dite « intégrée », c'est-à-dire que le caisson en béton précontraint renferme le cœur du réacteur et les échangeurs, disposés l'un au-dessus de l'autre, ainsi que le circuit primaire. Environ 3000 canaux verticaux comportant chacun 15 éléments combustibles sont disposés dans l'empilement de graphite ; leur refroidissement est assuré par une circulation dans le sens descendant de gaz carbonique entraîné par l'intermédiaire de 4 turbosoufflantes.

Le 13 mars 1980, à 17 h 40, le réacteur 2 fonctionnant à sa puissance nominale, soit 440 MWe, a été l'objet d'un sérieux incident : un accroissement brutal de la radioactivité du gaz de refroidissement a entraîné l'arrêt automatique d'urgence du réacteur. Les analyses des différents éléments présents dans le CO<sub>2</sub> permettaient dès le lendemain de conclure à une fusion d'une quantité non négligeable d'uranium irradié.

Après une vérification de l'efficacité des pièges à iode, l'intérieur du cœur a été ramené à la pression atmosphérique afin de permettre, à partir du 24 mars, la réalisation du programme d'observation de l'empilement, d'abord en CO<sub>2</sub>, puis, à compter du 4 avril, en air.

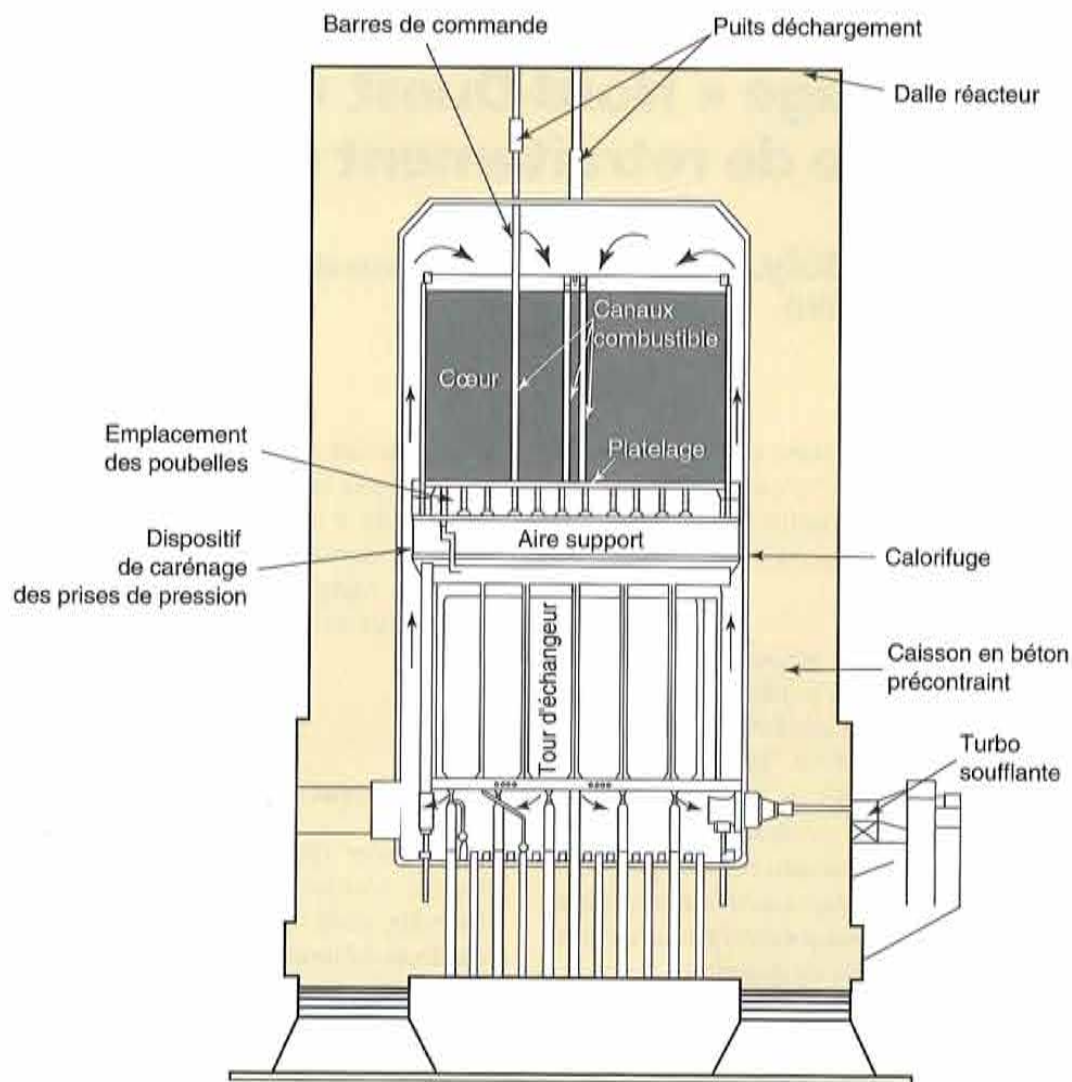
Les observations qui ont pu alors être effectuées dans le caisson à l'aide d'une caméra ont indiqué que l'incident résultait d'un défaut de refroidissement local dû à l'obs-

truction partielle d'environ 6 canaux par la présence d'une plaque métallique d'une surface d'environ de 0,5 m<sup>2</sup>. Ces observations ont montré par ailleurs que le combustible endommagé était resté localisé dans les canaux du cœur. Après déplacement de la tôle en cause, le déchargement des éléments combustibles et des autres composants des canaux affectés par l'incident a pu être effectué avec les moyens habituels à ces opérations.

Dès lors, à partir du 3 juin, les travaux de remise en état de l'installation ont pu être entrepris :

- décontamination de la partie basse du caisson, au moyen d'un robot télécommandé, et ce, afin de permettre l'intervention ultérieure du personnel ;
- expertise des structures internes (qui a permis de déterminer l'origine de la plaque ayant entraîné le défaut local de refroidissement du cœur), puis réparation, et en particulier remplacement d'un certain nombre de carénages défectueux ;
- élimination des déchets radioactifs résultant de la fusion des éléments combustibles. Un élément combustible présentait une fusion importante de la gaine et deux éléments étaient entièrement fondus, l'uranium (environ 20 kg) et le magnésium de la gaine étant en grande partie contenus dans la culasse-poubelle située à la partie basse du canal et qui avait conservé son intégrité.

Le nettoyage du canal, par brossage et aspiration, à partir de la dalle, à l'aide d'outillages spéciaux, a été achevé fin novembre, mais celui de l'aire support, située au-dessous du canal accidenté, a imposé des mises au point préalables sur maquettes, et n'a abouti que courant mars 1981. L'élimination de la plus grande partie des poussières radioactives encore présentes dans le réacteur a nécessité la mise en place, sous les échan-



Réacteur de la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux, coupe verticale

geurs, d'un système de filtration effectuée d'abord à froid, jusqu'au début de 1982, puis à chaud en profitant de la chauffe nucléaire ; après de nombreux contrôles et vérifications, le réacteur a enfin été autorisé à fonctionner à nouveau à sa puissance nominale début octobre 1983.

Cet incident, qui a conduit à un arrêt de l'installation de près de quatre ans, est typique du niveau 4 de l'échelle INES : il n'a pas entraîné de risque important hors du site (notamment aucun rejet radioactif), mais il a conduit à des dommages notables de l'installation, créant de graves problèmes de retour à la normale sur le site (fusion partielle du cœur, perte de la première barrière de confinement, risques d'exposition accrus pour les travailleurs, ...).

Tirant expérience de cet incident, l'exploitant a entrepris, aux niveaux des structures cor-

respondantes des autres réacteurs graphite-gaz de conception similaire en service, un certain nombre d'investigations poussées, et, chaque fois que nécessaire, effectué les réparations et modifications qui s'imposaient.

Au-delà de l'aspect technique spécifique des réacteurs graphite-gaz, cet incident est venu confirmer l'importance première pour la sûreté, pour quelque réacteur que ce soit, du principe de la *permanence du refroidissement du cœur*. Si des dispositions adéquates doivent être prises dès la conception pour réduire autant que possible l'éventualité d'occurrence d'un tel incident dont les origines peuvent être de nature diverse suivant les concepts considérés (hydraulique, mécanique, chimique, ...), il convient également que l'exploitant puisse disposer d'un large éventail de moyens de surveillance propres à en permettre la détection précoce, voire de le prévenir.

## 6 janvier 1981... incendie dans le silo de stockage « Nord-Ouest » de l'usine de retraitement de la Hague

Par Jérôme Joly, adjoint au sous-directeur chargé des laboratoires et des usines (DSIN)

Le silo de stockage « Nord-Ouest » se trouve à l'intérieur d'un parc d'entreposage provisoire de déchets radioactifs situé à l'extrémité nord-ouest de l'usine de la Hague, exploitée par la COGEMA.

Ce stockage, mis en service en 1973, était occupé à la date de l'incident au cinquième de sa capacité. Sont stockés dans ce silo les chemises de graphite, les embouts de magnésium, et les fils de selle qui proviennent des éléments combustibles des réacteurs de la filière uranium naturel-graphite-gaz, constitués d'un barreau d'uranium placé dans une gaine de magnésium entourée elle-même d'une chemise de graphite.

Ce stockage est constitué d'une casemate d'environ 60 m de longueur, 11 m de largeur et 12 m de hauteur, enterrée aux trois quarts de sa hauteur. Les parois et le fond sont constitués de deux épaisseurs de béton entre lesquelles se trouve une peau d'étanchéité en acier noir de 5 mm. L'épaisseur totale des parois est de 70 à 90 cm. La dalle supérieure comporte les trémies d'introduction des déchets et les vis de transfert d'entrée de l'air assurant la ventilation du silo. Par construction, le silo est étanche à l'eau. Néanmoins, les introductions d'eau éventuelles peuvent s'écouler dans un puisard d'où elles peuvent être pompées et envoyées par camion citerne vers la station de traitement des effluents liquides. Une cloison transversale de 35 cm d'épaisseur avec un orifice de communication à la base sépare l'ensemble du silo en deux cuves. Une gaine de ventilation prélève l'air des casemates qui passe au travers d'un caisson comportant un étage de filtres dièdres de très haute efficacité. Le débit de l'air est d'environ 6000 Nm<sup>3</sup>/h, soit un renouvellement par heure de l'air contenu dans le silo.

L'ouvrage est surmonté d'un hangar, mobile suivant l'axe longitudinal du silo, de 10 m de côté et de 9 m de hauteur, comportant un pont de manutention des châteaux de transfert. Ce hangar n'était pas étanche et ne constituait donc pas une barrière de confinement.

### Déroulement de l'incident

Le 6 janvier 1981 vers 4 h 00 du matin, une légère contamination atmosphérique est détectée dans l'air à l'intérieur d'un groupe de trois bâtiments d'exploitation, situés à 600 m du silo de stockage. Les mesures de laboratoires effectuées sur les filtres de prélèvement concluent que le radionucléide concerné est le césium et que la contamination provient de l'air aspiré à l'extérieur de ces bâtiments. Compte tenu de la direction du vent, les recherches se portent sur la zone nord-ouest du site et vers 11 h 00, le silo de stockage est identifié comme étant la source de contamination.

Les mesures effectuées sur les filtres et les gaines de ventilation de ce bâtiment font apparaître une irradiation au contact de l'ordre de 0,7 Gy/h, montrant une accumulation de radionucléides anormale. Pour limiter la dispersion, la ventilation du silo est alors arrêtée et les vis de transfert d'aspiration obstruées.

A 12 h 30, l'hypothèse d'un feu dans le silo est définitivement retenue et les moyens d'extinction sont mis en place au niveau de la trémie d'introduction des déchets. Un premier envoi de 5 m<sup>3</sup> d'eau est effectué, provoquant un important dégagement de vapeur, puis une baisse sensible de la teneur en césium de l'atmosphère dès 14 h 30.



Un balayage à l'azote est alors mis en place pour éviter l'accumulation éventuelle d'hydrogène.

L'incendie n'étant toutefois pas encore maîtrisé, des moyens pour déverser une quantité importante d'eau à fort débit sont préparés. Ceux-ci, opérationnels le 7 janvier à 1 h 00, permettent l'envoi de 400 à 500 m<sup>3</sup> d'eau à raison de 150 m<sup>3</sup>/h par la trémie d'introduction des déchets.

A 4 h 00, l'incendie est considéré comme éteint, mais les moyens d'intervention sont maintenus en place. Les 8, 9 et 13 janvier, des contrôles effectués par caméra vidéo et caméra infrarouge confirment que tout phénomène de combustion est arrêté.

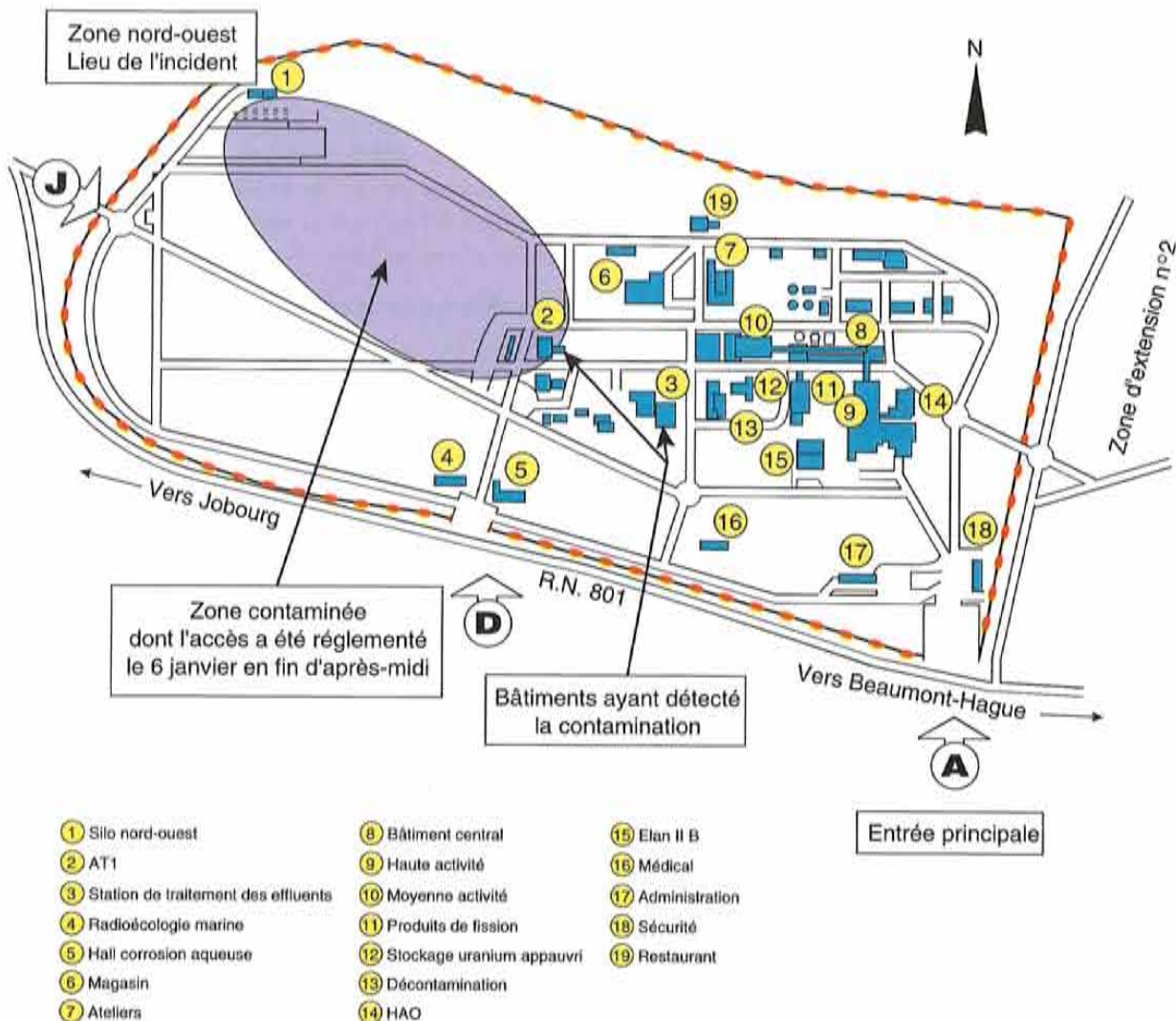
Le 19 janvier, une ventilation provisoire fixe est montée sur le silo. Les moyens d'intervention sont repliés, la trémie est refermée. L'incident proprement dit est terminé.

### Conséquences

Au cours de cet incident, 5 personnes ont subi une exposition externe significative (57 mSv pour l'une d'entre elles et entre 2 et 4 mSv pour les autres) et 35 autres personnes légèrement contaminées ont été conduites au service médical du travail. Les contrôles anthropogammamétriques ont fait ressortir que la contamination interne de ces agents était essentiellement due au césium 137 et représentait au maximum le millième de la dose maximale admissible pour les travailleurs exposés.

Le hangar mobile a subi une contamination généralisée de sa partie supérieure ; les matériels abrités ont été également contaminés.

La valeur maximale de contamination atmosphérique relevée au nord-ouest du site a été de 700 Bq/m<sup>3</sup>, le 6 janvier entre 13 h 00 et



Site de la Hague à l'époque de l'incident

14 h 00 (correspondant à la première injection d'eau), avant de rechuter rapidement.

Autour du silo, la propagation de la contamination a été fortement liée au vent qui a soufflé du nord-ouest durant la plus grande partie de l'incident.

La surveillance de la teneur en césium de l'atmosphère et les contrôles au sol (absence de contamination de sol décelable jusqu'à 15 h 30) a conduit à ne pas procéder au déplacement ou à l'évacuation du personnel. La sortie des agents, le 6 janvier, en horaire de jour s'est donc effectuée normalement à 16 h 40. A la suite de la tombée de la pluie et des premiers résultats disponibles à 17 h 30 décelant une faible contamination de sol, les accès à la zone concernée, limitée à l'intérieure du site, ont été réglementés. Les contrôles effectués le 7 janvier au matin sur les personnels ayant quitté l'établissement à 16 h 40 le 6 janvier, et ayant séjourné dans la zone contaminée ont montré quelques cas de contamination externe de mains et de pieds, très facilement résorbés à l'eau. Une centaine de personnes a été ainsi contrôlée.

La surface du sol la plus fortement contaminée a été évaluée à 1 hectare, avec des valeurs comprises entre 37 000 kBq/m<sup>2</sup> et 110 000 kBq/m<sup>2</sup>. Aux limites de l'établissement, la contamination maximale représentait 370 Bq/m<sup>2</sup> et seules quelques traces de césium proches du bruit de fond ont pu être détectées à l'extérieur du site.

Aucune mesure significative en césium n'a été relevée dans les eaux en sous-sol ou dans les ruisseaux du site.

L'activité totale rejetée a été estimée de l'ordre de 0,4 térabecquerels, et en tout état de cause inférieure à 2 térabecquerels.

### Classement de l'incident

Cet incident a été classé a posteriori au niveau 3 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES (qui n'était pas en vigueur à cette époque), à cause d'un très faible rejet radioactif à l'extérieur.

### Causes

L'origine du feu a été attribuée à la présence dans le silo de morceaux d'uranium. L'uranium rendu poreux par l'irradiation est très pyrophorique à l'état sec. Il est probable qu'il

se soit enflammé spontanément sous l'effet du choc lors de la chute dans le silo du dernier chargement, la veille de l'incident. Il a entraîné la combustion des queusots de magnésium puis des chemises de graphite. D'autre part la présence de cotons imbibés de dégraissant phosphaté a, sans doute, contribué à l'entretien de cette combustion.

### Actions correctives

Cet incident, bien qu'il soit demeuré très limité, aussi bien dans son extension que dans ses conséquences, a été révélateur de lacunes de portée générale. Des mesures correctives ont été prises pour :

#### • éliminer la cause

Le processus de dégainage a été modifié ; un procédé chimique a été mis en place pour remplacer l'opération de déqueusotage mécanique. De façon plus générale, l'application du principe de tri et de séparation des déchets à la source a été renforcée ;

#### • limiter les conséquences

Le confinement, au dessus du silo, a été amélioré par la construction d'un bâtiment fixe ventilé. La ventilation du silo a été équipée d'un double étage de filtres de très haute efficacité à l'extraction et d'un filtre de très haute efficacité à l'admission ;

#### • améliorer la surveillance de l'installation

La détection tardive de l'incendie (plusieurs heures après son début) par des moyens indirects (déclenchement des chaînes de surveillance de bâtiments sous le vent) a mis en évidence la nécessité du renforcement, d'une part de la surveillance du silo pour améliorer la détection incendie, et d'autre part de la surveillance radiologique du site. Le renforcement de la surveillance radiologique du site s'est traduit par l'implantation d'un réseau de balises de mesures de contamination atmosphérique le long de la clôture de l'établissement et dans les villages voisins ;

#### • renforcer les moyens d'intervention

Les moyens techniques de lutte contre l'incendie de l'établissement ont été renforcés en particulier en ce qui concerne la réserve et le débit instantané d'eau disponibles sur le site. Plus particulièrement, le silo a été équipé d'ensembles de pulvérisateurs pouvant injecter 40 à 50 m<sup>3</sup>/h dans la zone concernée.

## Conclusion

A la suite de cet incident, l'Autorité de sûreté a lancé une opération pour analyser la situation de l'ensemble des entreposages de déchets et autres substances radioactives. Les réponses fournies par les responsables de sites ont été analysées et ont fait l'objet d'un examen par le Groupe permanent d'experts chargé des installations autres que les réacteurs nucléaires le 21 mai 1981.

L'avis de ce Groupe permanent a montré que, si la « situation est globalement satisfaisante », un certain nombre d'améliorations était souhaitable, concernant les moyens de surveillance, contrôle et détection, s'appliquant aux entreposages eux-mêmes et aux sites sur lesquels ils sont implantés. Les actions préconisées ont été réalisées.

Parallèlement sous l'égide du Haut Commissaire à l'énergie atomique, une action similaire a été menée pour les installations classées secrètes, et notamment celles de Marcoule. Les conclusions ont été en tout point semblables.

La zone d'entreposage de déchets implantée au nord-ouest du site de La Hague comprenait, outre ce silo, des fosses. A la demande de l'Autorité de sûreté, la reprise de ces déchets, maintenant anciens, a été entreprise. Le chantier d'assainissement des fosses, fosses qui avaient entraîné une faible contamination en strontium du ruisseau des Landes, se termine. L'exploitant doit présenter prochainement le dossier préliminaire de sûreté des opérations de reprise et de reconditionnement des déchets entreposés dans le silo.

## 12 janvier 1987... incident à la centrale de Saint-Laurent A

**Par André Leblond, chargé de mission à la Direction EDF production transport**

La centrale de Saint-Laurent A comportait 2 réacteurs sensiblement identiques, d'une puissance électrique nette de l'ordre de 450 MW, de la filière uranium naturel – graphite – gaz carbonique (UNGG) et 2 groupes turbo-alternateurs principaux. Démarrés en 1969 et 1971, ils ont par la suite bénéficié de nombreuses améliorations concernant la sûreté, améliorations initiées à partir du retour d'expérience des réacteurs nucléaires en exploitation. Le réacteur et les échangeurs de chaleur principaux étaient intégrés dans un caisson en béton précontraint. Ce type de réacteurs présentait une grande inertie thermique due aux masses métalliques importantes et à l'empilement de graphite. Ainsi, les études réalisées antérieurement avaient montré que ces réacteurs pouvaient supporter, sous certaines conditions, une absence de refroidissement pendant une durée de 6 à

7 heures sans qu'il en résulte de dommages graves pour les éléments combustibles.

La centrale de Saint-Laurent A était la seule centrale nucléaire sur les rives de la Loire refroidie en circuit ouvert (pompage de l'eau de refroidissement par des pompes de circulation et rejet de l'eau réchauffée dans le fleuve sans réfrigérant atmosphérique). Pendant le fonctionnement des 2 réacteurs, le débit de refroidissement nécessaire était d'environ 59 m<sup>3</sup>/s. Lorsque les réacteurs étaient à l'arrêt, le débit de refroidissement nécessaire pour assurer la sûreté des installations n'était plus au maximum que de 10 m<sup>3</sup>/s. Ce débit pouvait descendre jusqu'à moins de 3 m<sup>3</sup>/s selon le temps écoulé depuis la mise à l'arrêt des réacteurs.

Le refroidissement des réacteurs était assuré en fonctionnement normal par 4 turbosouf-

flantes et leurs auxiliaires formant ainsi 4 boucles fonctionnellement indépendantes. La vapeur d'alimentation des turbosoufflantes était prélevée directement à la sortie des échangeurs de chaleur principaux. L'énergie électrique nécessaire pour alimenter tous les matériels concourant à assurer la sûreté des 2 réacteurs était fournie par 4 groupes turboalternateurs auxiliaires alimentés par la vapeur produite par 4 chaudières auxiliaires brûlant du fioul. Ces chaudières auxiliaires alimentaient chacune en vapeur une turbosoufflante de chacune des 2 réacteurs pour le démarrage du réacteur ou après son arrêt.

La prise d'eau en Loire était placée dans un coude, facilitant ainsi l'alimentation de celle-ci en période de faible débit. L'eau prélevée était filtrée d'abord au travers de grilles puis par des filtres rotatifs (2 filtres principaux et 1 filtre de secours de capacité moindre). L'ensemble des filtres et pompes était installé dans une structure commune, la station de pompage. En période de froid, une pompe de recirculation prélevait 5 m<sup>3</sup>/s d'eau réchauffée au rejet de la centrale et les déversait devant les grilles de filtration de chacune des 2 réacteurs pour éviter la formation de glace devant les prises d'eau. Un apport d'eau chaude depuis la centrale voisine de Saint-Laurent B était également réalisé mais avec un débit faible (400 m<sup>3</sup>/h).

En ultime secours, le refroidissement des réacteurs pouvait être assuré par des échangeurs d'arrêt placés en partie haute à l'intérieur du caisson. Ces échangeurs et leurs auxiliaires formaient 2 ensembles totalement indépendants et alimentés en énergie électrique à partir du réseau, par l'intermédiaire de l'autre réacteur.

Le 12 janvier 1987, la température extérieure est inférieure à -10 °C depuis plusieurs jours et la Loire commence à charrier des morceaux de glace. Il s'agit d'une situation déjà bien connue car plusieurs fois vécue depuis le démarrage de la centrale. Toutes les dispositions prévues dans une telle situation sont appliquées depuis le début de la période de froid et la prise d'eau fait l'objet d'une surveillance attentive. Les 2 réacteurs fonctionnent à leur puissance nominale.

A partir de 9 h 27, en 2 minutes, toutes les turbosoufflantes de la réacteur 1 ralentissent automatiquement à la suite d'une augmen-

tation de la pression dans leur condenseur. Leur alimentation en vapeur bascule automatiquement de l'échangeur principal vers les chaudières auxiliaires. La montée en pression dans les condenseurs des turbosoufflantes fait éclater les membranes des condenseurs pour permettre un fonctionnement des turbines avec échappement à l'air libre (conditions de fonctionnement prévues à la conception pour assurer la sûreté des installations). Ces condenseurs ne sont plus alors disponibles pour évacuer la vapeur produite dans les échangeurs de chaleur principaux. La puissance du réacteur diminue automatiquement avec le ralentissement des turbosoufflantes. A partir de 9 h 30, en 4 minutes, les 4 groupes turboalternateurs auxiliaires s'arrêtent par suite de l'augmentation de pression dans leur condenseur. Tous les tableaux électriques alimentés par ces groupes auxiliaires sont mis successivement hors tension et réalimentés en moins d'une seconde à partir du réseau très haute tension 400 kV. Les chaudières auxiliaires restent en fonctionnement. A 9 h 33, le réacteur s'arrête automatiquement à la suite des changements d'alimentation des tableaux électriques. Les 2 groupes turboalternateurs principaux sont également arrêtés. La vapeur produite par les échangeurs de chaleur principaux est alors évacuée directement à l'atmosphère par des soupapes régulant la pression.



La centrale de Saint-Laurent en janvier 1987

Les exploitants identifient rapidement la cause initiale des incidents à la station de pompage. Une accumulation de glace s'est vraisemblablement produite au-dessous de la glace qui s'est formée à la surface de l'eau et a obstrué partiellement les grilles de filtration. La baisse de niveau d'eau dans la station de pompage a réduit fortement le débit des

pompes de circulation. Le dégrilleur prévu pour nettoyer les grilles de filtration de tous les corps flottants est rapidement mis en service pour décolmater les grilles. A 10 h 12, la pompe de circulation du groupe principal n° 1 est mise à l'arrêt. Les deux actions permettent une remontée du niveau dans la station de pompage et toutes les pompes en service peuvent alors retrouver un fonctionnement normal. A 10 h 35, un premier groupe turboalternateur auxiliaire de la centrale auxiliaire est remis en service, puis un second à 10 h 55.

A 11 h 50, à la suite d'une baisse importante de la tension sur le réseau 400 kV, les 2 groupes turbo-alternateurs principaux du réacteur 2 déclenchent et le réacteur s'arrête automatiquement. A partir de ce moment et pendant 9 minutes, le réacteur 1 ne dispose donc plus des alimentations en énergie électrique de ses circuits de refroidissement d'ultime secours. Le refroidissement du réacteur 1 est alors assuré par 3 turbosoufflantes alimentées par le réseau 400 kV (sous tension basse mais néanmoins disponible) et par 2 groupes turboalternateurs auxiliaires de la centrale auxiliaire. A partir de 12 h, la situation est maîtrisée et va s'améliorer dans les heures qui suivent. A tout moment, le refroidissement du réacteur a été normalement assuré. Aucun rejet de gaz dans l'atmosphère ne s'est produit. Les seules conséquences pour l'extérieur du site ont été le bruit des rejets de vapeur non radioactive par les soupapes d'évacuation à l'atmosphère. Le déroulement de l'incident a été conforme aux dispositions prévues tant pour ce qui concerne les automatismes que pour la mise en œuvre des consignes d'exploitation existantes. Les exploitants se trouvant dans une situation imprévue ont su néanmoins faire face avec efficacité.

L'origine de la baisse de tension sur le réseau 400 kV est la défaillance successive de plusieurs unités de production de la centrale thermique de Cordemais située sur l'estuaire de la Loire. Ces défaillances sont dues elles-mêmes au froid qui se révèle ainsi une source de défaut pouvant affecter presque simultanément le fonctionnement de centrales séparées de 300 kilomètres. La défaillance de la centrale de Cordemais a elle-même entraîné l'arrêt de 7 réacteurs nucléaires et de 3 unités de production thermique avec une

baisse de tension généralisée et des coupures d'électricité sur l'ouest de la France.

L'origine du colmatage partiel des grilles de filtration n'a pas pu être expliquée de manière satisfaisante. La centrale avait déjà connu des périodes de froid intense avec le charriage ou même la débâcle de glaces flottantes sur la Loire sans qu'un tel incident se produise. Les hypothèses les plus vraisemblables pour expliquer le phénomène sont :

- la disposition des panneaux du barrage flottant (drome) situé à l'entrée de la prise d'eau qui a favorisé l'entrée des morceaux de glace dans la prise d'eau vers le réacteur 1. Le réacteur 2 n'a pas été affecté ;
- des conditions météorologiques particulières qui auraient favorisé la formation rapide de la glace.

L'analyse de l'incident a montré que toutes les pompes de circulation des matériels destinés à assurer la sûreté des installations avaient bien leur aspiration située à un niveau plus bas que les pompes de circulation des groupes turboalternateurs principaux. L'arrivée de l'eau aux pompes assurant la sûreté se faisait par un déversoir qui, en cas de baisse de niveau à l'intérieur de la station de pompage, réduisait leur débit à l'aspiration avant que les pompes de circulation principales ne se désamorcent. Il en est résulté que la diminution du débit d'eau au travers des grilles filtrantes s'est manifestée d'abord sur les matériels importants pour la sûreté. Cette anomalie aurait pu être évitée par une disposition particulière consistant à mettre le filtre de secours en service. Cette possibilité n'était pas prise en compte dans les consignes d'exploitation pour une telle situation.

Les enseignements tirés de l'incident ont amené l'exploitant à reconsidérer un certain nombre des dispositions retenues pour assurer le niveau de sûreté requis pour les installations :

- la surveillance continue du niveau de l'eau dans les stations de pompage ;
- la prise en compte systématique de toutes les possibilités de défaut de mode commun, même hautement improbables, pouvant affecter des ensemble de matériels réputés fonctionnellement séparés. En l'occurrence, la station de pompage du réacteur 1 s'est révélée source potentielle d'un tel type de défaut sans que l'éventualité de sa perte brutale, partielle ou totale, ait été envisagée ;

- la prise en compte de la perte simultanée de plusieurs sources (source froide et sources électriques internes et externe) même si aucun lien apparent n'existe entre ces sources.

Les visites réalisées par les inspecteurs des installations nucléaires de base dans les jours qui ont suivi l'incident ont permis au Service central de sûreté des installations nucléaires (SCSIN) d'autoriser l'exploitant à redémarrer successivement les 2 réacteurs de la centrale après avoir apporté les modifications exigées aux conditions d'exploitation (surveillance et prévention des risques dus au froid).

L'exploitant a engagé un certain nombre d'actions à son initiative ou à la demande du SCSIN :

- étude des dispositions à prendre pour protéger les matériels importants pour la sûreté lors des cas de fonctionnement des turbos-soufflantes avec leur condenseur à l'air libre ;
- ajout à la surveillance du niveau de l'eau dans les stations de pompage d'un automate arrêtant les pompes de circulation principales en cas de niveau bas ;
- étude des conséquences pour les installations d'un refroidissement significatif historiquement vraisemblable pour la région et proposition des mesures appropriées à une telle situation ;
- étude et réalisation d'une alimentation électrique autonome des installations d'ultime secours. Deux groupes diesel électrogènes ont été installés pour les 2 réacteurs et mis en service fin 1988 ;
- prise en compte dans les procédures ultimes des situations nouvelles telle que le

cumul de défaillances de sources (sources électriques).

Une mission EDF a étudié les causes de la défaillance successive des réacteurs nucléaires et des unités de production thermique et a proposé les mesures correctives qui ont été réalisées. La sûreté du système production-transport a été ainsi notablement améliorée.

Le Groupe permanent chargé des réacteurs a examiné en novembre 1987 l'ensemble des dispositions prises pour faire face aux périodes de grand froid pour l'ensemble des centrales nucléaires françaises et a recommandé quelques mesures complémentaires.

Cet incident, par le retour d'expérience dont il a été l'objet, a permis d'améliorer le niveau de sûreté des 2 réacteurs de la centrale en complétant les dispositions prises pour assurer la défense en profondeur, notamment pour des situations dégradées insuffisamment prises en compte dans la conception et dans les conditions de fonctionnement.

L'incident n'a entraîné aucune conséquence radiologique pour les populations environnantes et pour le personnel. Cet incident serait aujourd'hui qualifié d'incident grave et classé au niveau 3 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES, car il a affecté notablement la défense en profondeur du réacteur.

Les 2 réacteurs de la centrale ont été mis à l'arrêt définitif en 1990 et en 1992 pour des raisons économiques. De ce fait, certaines dispositions retenues à la suite de l'incident n'ont jamais eu à être utilisées et leur efficacité n'a donc pas pu être démontrée.



La Loire en janvier 1987

## La recherche initiée par les accidents nucléaires

Par **Michel Livolant et Catherine Lecomte**  
Institut de protection et de la sûreté nucléaire

La prévention des accidents est un enjeu essentiel pour les exploitants nucléaires et les autorités de sûreté de nombreux pays. Dans le cas des réacteurs à eau sous pression, des dispositions ont été prises dès la conception pour assurer le refroidissement du cœur même en cas de défaillance importante, comme la rupture d'une tuyauterie du circuit primaire. La nécessité d'aller plus loin dans la défense en profondeur, en y intégrant l'étude du déroulement et des conséquences possibles d'accidents avec fusion du cœur (dits « accidents graves ») et des interventions possibles pour limiter les effets sur l'environnement est apparue à la fin des années 1970, et s'est trouvée confortée par les premières études probabilistes (rapport Rasmussen) et l'accident de Three Mile Island en 1979.

En conséquence, dès le début des années 80, des travaux de recherche importants sur les accidents graves ont été engagés aux USA, en France et dans la plupart des pays utilisant l'énergie nucléaire.

### Les acteurs de la recherche

Dans tous les pays, les organismes publics de sûreté ont eu un rôle incitatif essentiel dans cette recherche, et en ont pris en charge financièrement une part importante.

L'autre partie du financement est venue des constructeurs et exploitants, soit pour des recherches cognitives menées en commun avec les organismes publics, soit pour des recherches propres, généralement plus orientées vers la conception. Une grande partie de cette recherche fait l'objet de collaborations internationales très actives, soit par des accords d'échanges bilatéraux, soit sous l'égide d'organismes tels que l'OCDE/AEN ou la Commission Européenne, soit par la mise en commun des ressources pour réaliser de grands programmes expérimentaux, comme

PHEBUS-PF en France, RUT et RASPLAV en Russie. Une telle démarche permet d'optimiser les coûts des recherches et d'intensifier la mise en commun et l'analyse critique des connaissances entre les différents experts de ce domaine.

### Les enjeux de la recherche

Pour les réacteurs déjà en exploitation, les recherches dites « accidents graves » ont pour objectif principal de gérer ces accidents au mieux pour arriver à une situation d'arrêt stable avec le minimum de rejets de produits radioactifs dans l'environnement. On associe généralement à cette gestion de l'accident dans l'installation une gestion externe de la protection des populations et, à plus long terme, une gestion des zones contaminées.

Pour les réacteurs du futur, la recherche sur les accidents graves peut orienter les choix de conception relatifs à ces réacteurs, en permettant d'identifier les dispositions de construction concernant l'enceinte et les systèmes, propres à assurer la prévention des accidents, mais aussi le respect des objectifs retenus pour réduire l'impact potentiel de ces accidents sur les populations et l'environnement.

### La méthode

Les études et recherches menées pour la compréhension des accidents graves et de leurs conséquences impliquent la réalisation de travaux multidisciplinaires, s'agissant tant du domaine technique que de la méthodologie d'acquisition de connaissances :

- la recherche expérimentale est l'outil de base pour l'extension du domaine du savoir ; dans cette démarche, la représentativité, vis-à-vis de l'accident de réacteur, est un enjeu majeur ; cette représentativité est particuliè-

rement difficile à démontrer en ce qui concerne les effets d'échelle des phénomènes étudiés, ainsi que les propriétés physico-chimiques des matériaux (température de l' $UO_2$  supérieure à 2000 °C en cas de fusion du cœur, complexité de la chimie des produits de fission) ;

- le développement de codes de calcul constitue une étape-clé en vue de l'utilisation opérationnelle des acquis théoriques et expérimentaux ; ces codes synthétisent les connaissances acquises par différentes approches et expériences, et sont soumis à des exigences strictes de vérification et de documentation : ceci vise à s'assurer qu'ils reflètent bien l'état des connaissances significatives dans le domaine choisi et que les limites de validité sont bien portées à la connaissance des utilisateurs envisagés ;
- les outils que sont les codes de calcul permettent dans une troisième phase de transposer les résultats obtenus à petite échelle ou avec des matériaux simulant le cœur fondu, au cas d'un accident de réacteur ; ceci se traduit par la réalisation d'études de scénarios accidentels, mais aussi par la mise au point d'outils de calcul simplifiés, utilisables en situation de crise, et validés sur les logiciels plus détaillés ;
- de façon itérative, les études de sensibilité rendues possibles par la mise au point de codes de calcul permettent de hiérarchiser les priorités de nouveaux programmes de recherche, par rapport aux enjeux en matière d'évaluation des possibilités d'amélioration de la sûreté.

### Les programmes de recherche

#### *L'influence des enseignements de Three Mile Island et Tchernobyl*

Les leçons tirées de l'accident de Three Mile Island ont conduit les exploitants et les autorités de sûreté à porter la plus grande attention aux procédures de conduite du réacteur en situation incidentelle et accidentelle. Ces procédures ont été progressivement améliorées depuis 1979, avec notamment l'introduction des procédures par états (APE), en s'appuyant sur des programmes expérimentaux et les codes associés. En France, EDF, FRAMATOME et l'IPSN ont financé et suivi le développement du code de thermohydraulique Cathare et les expériences de validation sur la boucle système Bethsy, à Grenoble. Un

grand nombre de connaissances fondamentales ayant été acquises, l'effort se poursuit aujourd'hui par la réalisation d'études. Ces études peuvent être réalisées sur des simulateurs permettant de prendre en compte le fonctionnement des systèmes du réacteur, tel le **simulateur SIPA 2** implanté à Fontenay-aux-Roses et SIPA1, implanté à EDF/SEPTEN.



Vue d'ensemble de la salle du simulateur SIPA2 à Fontenay-aux-Roses

L'accident de Three Mile Island a également montré que les conséquences d'un accident grave sur la population pouvaient rester d'ampleur limitée si la maîtrise du confinement restait assurée, d'où l'importance de l'étude des phénomènes physiques susceptibles d'agresser l'enceinte de confinement en cas d'accident grave : il s'agit en particulier des risques liés à la production d'hydrogène au cours d'un accident, ou de ceux relatifs à la progression du cœur en fusion. Par exemple, pour l'hydrogène, des essais à grande échelle sont actuellement réalisés en Russie près de Moscou sur l'installation RUT avec un cofinancement IPSN, FZK (Allemagne) et NRC (Etats-Unis). Ces essais permettront d'étudier les modes de combustion et, avec l'appui d'expériences analytiques complémentaires réalisées en France, de valider les modèles de calcul du « risque hydrogène ». S'agissant du comportement du corium, exploitants et organismes de sûreté contribuent au financement des essais MACE menés par l'EPRI (Etats-Unis) pour l'étude du refroidissement par de l'eau d'un cœur fondu ; ils participent également au programme international RASPLAV (OCDE, Institut Kurtchatov/Russie) pour l'étude du comportement d'un cœur fondu en fond de cuve, comme cela s'est produit partiellement lors de l'accident de Three Mile Island. Des



essais sur le comportement du corium en cuve et hors cuve sont aussi en cours à ISPRA dans le centre de recherches des communautés européennes et au CEA/DRN, à Grenoble et Cadarache.

Le comportement des produits radioactifs eux-mêmes, libérés lors de la fusion du cœur, est déterminant quant à la quantification des rejets envisageables dans l'environnement. A cet égard, de nombreux programmes d'essais analytiques, avec des simulants, ont été et continuent d'être réalisés de par le monde, afin d'évaluer les différentes étapes gouvernant ces rejets, depuis l'émission hors du cœur en fusion jusqu'à la rétention au niveau des différentes voies envisageables de fuite hors du confinement. Les conclusions de ces différents essais analytiques sont en cours de validation au moyen du programme international **PHEBUS-PF**, mené par l'IPSN à Cadarache, en collaboration avec la CEE, les Etats-Unis, le Japon, le Canada, la Corée : il s'agit de confirmer, au moyen de produits de fission réels – dont le confinement est strictement contrôlé – que les lois de comportement tirées des essais analytiques permettent de prédire le comportement des produits de fission en cas d'accident du réacteur, et par là

même de vérifier le bien-fondé des bases techniques des plans d'urgence et des outils développés pour la gestion des situations de crise.

*L'accident de Tchernobyl*, s'il n'est pas concevable tel quel sur une installation occidentale, a attiré l'attention sur l'éventualité de conséquences en termes de contamination de l'environnement et sur l'impact associé sur la chaîne alimentaire. L'étude des transferts de contamination dans la biosphère (sol, plantes, animaux, rivières, mers), initiée avec les traces des effluents radioactifs, se poursuit actuellement, en particulier au sein de la Communauté Européenne, en exploitant au mieux les informations sur les contaminations accidentelles à grande échelle dans les pays de l'Est.

En définitive, toutes ces actions visent à la protection de l'homme par la maîtrise des différentes voies de transfert de la radioactivité, dans les installations et l'environnement. Des travaux se poursuivent pour mieux cerner les effets des rayonnements sur l'homme afin d'améliorer le potentiel thérapeutique disponible pour les cas d'irradiation accidentelle grave. A l'IPSN, par exemple, des

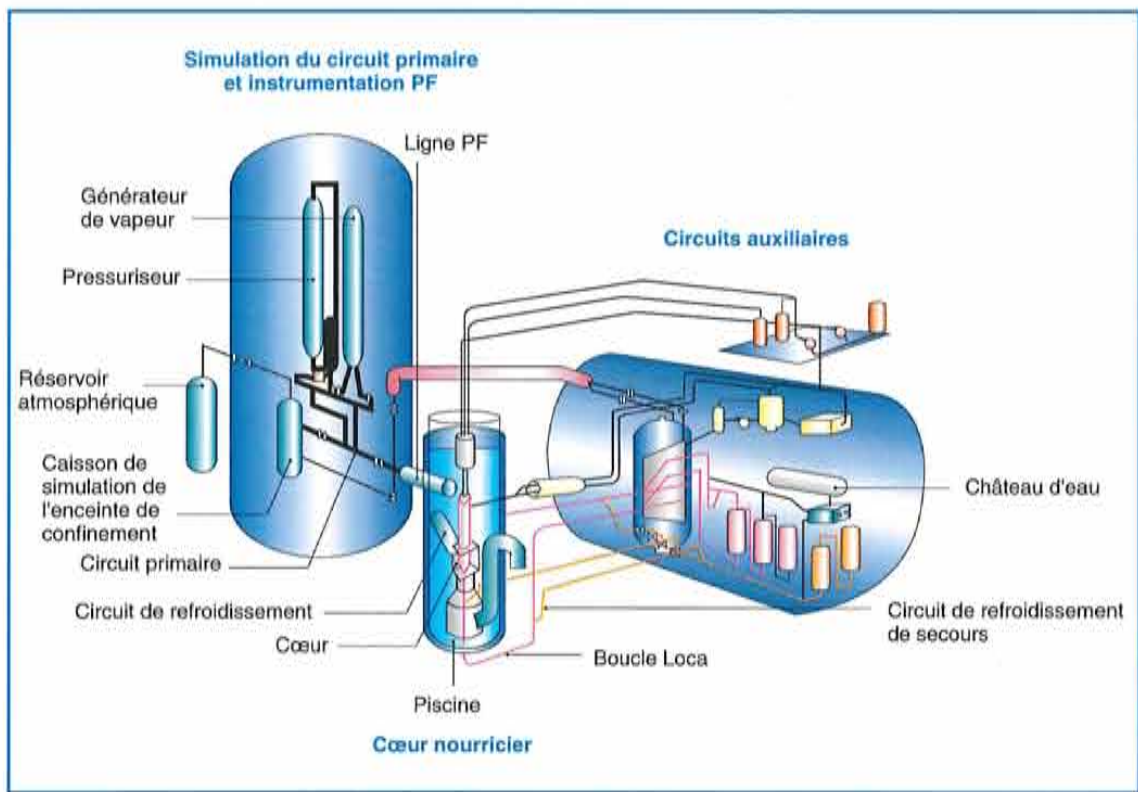


Schéma du réacteur expérimental, PHEBUS à Cadarache.

études épidémiologiques des effets à long terme des rayonnements sont réalisées parmi les travailleurs de l'industrie nucléaire ou les « liquidateurs » de Tchernobyl ; de façon complémentaire, de nouvelles techniques dosimétriques sont développées, ce qui ouvre la voie à une meilleure sélection des traitements à appliquer en cas d'exposition à la radioactivité.

### Le futur de la recherche

L'effort de recherche sur les accidents graves a été important et a permis d'apporter des éléments de réponse pour la gestion des accidents graves, avec en France la mise en place des procédures U, et des systèmes d'écrêtage de pression dans les enceintes. Des incertitudes subsistent par exemple sur la dégradation poussée du cœur et sur la possibilité de garder à long terme le cœur fondu dans la cuve, sur le risque d'explosion de vapeur, sur

les dispositions de limitation des risques liés à l'hydrogène ou sur le comportement physico-chimique des produits de fission dans l'enceinte.

La conception des réacteurs du futur (en particulier EPR), devant prendre en compte les accidents graves, rend nécessaire l'approfondissement des travaux consacrés à la maîtrise du corium dans l'enceinte ou dans la cuve.

Le développement des relations avec les pays de l'Est et en particulier la Russie, si elle s'est accompagnée de la prise de conscience d'insuffisances graves de sûreté sur leurs réacteurs, a en contrepartie donné l'accès à des installations d'essais et des équipes de recherche avec lesquelles des collaborations peuvent être très efficaces, à condition d'être fondées sur un intérêt mutuel, une reconnaissance réciproque de compétences, et d'être assorties d'un soutien financier. Le domaine des accidents graves est un domaine privilégié pour de telles actions.



Tchernobyl

## Points de vue

### Tchernobyl : accident grave et son image

Par Jérôme Strazzulla, journaliste au Figaro

Samedi 26 avril 1986, 1 h 23. Les mille tonnes de la dalle supérieure du réacteur numéro 4 de la centrale de Tchernobyl sont soulevées par une explosion. Deux à trois secondes plus tard, une seconde déflagration, d'une puissance triple de la première, détruit une part importante de la partie supérieure du même réacteur et projette 70 tonnes de combustible aux alentours de la centrale.

14 mai 1986. Le monde entier suit le discours télévisé de Mikhaïl Gorbatchev ; « De partout des messages de compassion nous sont parvenus (...). Néanmoins il nous est impossible en l'occurrence d'ignorer le compte-rendu et la réaction des gouvernements, des politiciens et des médias de certains pays de l'OTAN, en particulier des Etats-Unis d'Amérique, qui ont déclenché une campagne anti-soviétique virulente. Ce qu'ils ont dit et écrit défie l'imagination : les milliers de morts et des fosses communes pour les victimes, Kiev désertée, toute l'Ukraine contaminée et ainsi de suite ».

Le leader soviétique se plaint. Il a des raisons. Personne ne le réalise alors – et pour cause – mais pour la première fois de son imprévisible carrière, Tchernobyl lui avait donné l'occasion d'expérimenter sur la scène internationale un concept inconnu à l'époque : la glasnost. L'échec est total. Car entre le 26 avril et le 14 mai, la centrale de Tchernobyl a explosé une seconde fois. Non pas en Ukraine, mais dans cet immense espace virtuel que représentent les médias occidentaux et les consciences humaines qu'ils alimentent. Ce Tchernobyl II présente une caractéristique : il est aussi éloigné de l'accident qu'il est censé décrire qu'un délire hallucinatoire l'est de la réalité.

Tchernobyl II commence le matin du lundi 28 avril, deux jours après l'accident réel, avec une dépêche d'AP (Associated Press) rédigée depuis Stockholm : « Tôt dans la matinée, un

équipement de radiodétection d'une usine nucléaire suédoise a relevé des niveaux de radioactivité inhabituellement élevés, apportés vers la Scandinavie par des vents venant d'Union Soviétique ».

La première information de source soviétique (Agence Tass) est datée de 17 h GMT, le lundi 28 avril, de Moscou. Elle est reprise par l'AFP (Agence France Presse). « Un accident a eu lieu dans la centrale nucléaire soviétique de Tchernobyl, en Ukraine, dans la région de Kiev. La date de l'accident n'est pas précisée. Un des réacteurs atomiques a été endommagé et des mesures sont prises pour éliminer les conséquences de l'accident ».

Durant la première semaine suivant l'accident, Moscou ne délivrera que deux autres informations. Le mardi 29, Tass fait état de deux morts, d'une fuite de matières radioactives et de l'évacuation de la population locale. Le lendemain, l'agence confirme les deux morts et précise que 197 personnes sont blessées dont 49 ont quitté l'hôpital après examen, pour démentir les rumeurs occidentales sur les milliers de morts.

Laconique à l'extrême et surtout coupable d'un retard dramatique (trois jours) dans un contexte de communication de crise, l'information soviétique n'est pourtant pas mensongère. Elle approche d'une façon exacte la réalité de l'explosion. Paradoxalement, de l'autre côté du rideau de fer, là où la presse est censée être libre, où l'armée américaine, la plus puissante du monde, se targue d'espions satellites, et où il est question que la raison gouverne, il en a été tout autrement.

Le mardi 29 avril, la chaîne américaine CBS cite sans le présenter un cliché satellite militaire (KH-11) datant de la veille, selon lequel deux réacteurs, et peut-être trois, seraient en flammes. Le même jour, UPI (United Press International), l'une des deux grandes agences de presse anglo-saxonnes, annonce « au vu des images satellites 2000 morts, puisque la centrale en employait 4000 ». UPI déclare détenir son information d'une habitante de Kiev qui a des contacts avec les groupes de secours. Les « 2000 morts » entament une carrière mondiale. Quelques heures après UPI, le bureau de Washington de l'AFP affirme que cette thèse est accréditée « par la déclaration à la chaîne NBC d'un haut fonctionnaire du Pentagone qui a préféré rester anonyme ». Le même jour, au

20 h, TF1 assure que « de source soviétique on en est à deux morts, mais selon une information officieuse donnée par un responsable du Pentagone (...) il y aurait 2000 morts ». La version est sensiblement identique sur Antenne 2.

Comme les deux chaînes françaises, la plupart des médias occidentaux emboîtent le pas, du New York Times au Monde en passant par le Washington Post. Ils sont confirmés dans leur opinion par le secrétaire d'Etat américain Georges Schultz, qui, le 30 avril, déclare sur ABC : « les informations fournies par nos propres satellites permettent de penser que le nombre de victimes est plus important que l'Union Soviétique ne l'annonce jusqu'à présent ». Il serait vain et surtout long d'évoquer tous les éléments imaginaires qui ont constitué Tchernobyl II. On citera, pour mémoire seulement, cet étrange avatar français, la cocasse version du nuage radioactif que la frontière rhénane aurait rebuté.

Deux arguments détromperont ceux qui espèrent trouver ici une énième pièce accusatrice au procès trop facile intenté aux médias au sujet de leurs dérives. D'une part l'auteur de cet article est journaliste et ne poussera donc pas le vice à s'autoproclamer juge et partie. D'autre part une étude approfondie de la communication de crise lors de l'accident de Tchernobyl, impossible ici pour des raisons de concision, montrerait aisément que ce sont aussi des journalistes – et non des « experts » ou des hommes politiques – qui, dans un climat catastrophiste ne se prêtant guère aux propos apaisants, ont les premiers émis des doutes, dès le 30 avril, sur le contenu délirant de certains propos.

Par l'étude succincte du contexte de Tchernobyl, il s'agit au contraire de tenter de montrer l'inutilité de ces procès sur les dérives médiatiques. Tchernobyl II n'est pas un accident de parcours malheureux dans l'histoire de l'information. Il est l'une des manifestations possibles du fonctionnement de la machine médiatique contemporaine. Il s'agit donc d'une ébauche d'explication, et non d'une justification.

1) Les conséquences de Tchernobyl intéressaient toute la planète. D'une part les atomes radioactifs en suspension dans l'atmosphère ne connaissent pas de frontières, d'autre part l'évolution du géant soviétique retenait alors l'attention des cinq continents,

enfin tous les gouvernements ont des choix énergétiques à faire.

Comme le prouvent les Coupes du Monde de football, les médias savent traiter des événements d'intérêt planétaire. Mais lorsque ces derniers contiennent un élément menaçant, cet intérêt planétaire peut parfois se traduire par un phénomène de résonance et d'amplification. Une source unique peut générer une multitude d'ondes qui s'autonomisent puis s'alimentent les unes les autres : le fait que les télévisions américaines citent une information confirme les quotidiens français ou britanniques de sa véracité, même si une agence unique en est à l'origine. Ce phénomène est inévitable et non régulable. La rumeur mondiale portant sur l'envoi de missiles à têtes bactériologiques par l'Irak sur Israël, dans les premières heures de la guerre du Golfe, en est un autre exemple. Impressionnant à l'échelle planétaire, ce phénomène de résonance existe aussi à l'échelle d'une nation.

2) L'accident de Tchernobyl est survenu dans un contexte géopolitique défini et contraignant, celui de la guerre froide. L'URSS de 1986 est aujourd'hui un souvenir aussi éloigné que son pendant d'alors, l'Amérique de Reagan. Mais l'abord médiatique des rares informations provenant de derrière le rideau de fer incluait des a priori solides. Il était par exemple acquis que Moscou était le royaume de la désinformation, que l'existence individuelle avait peu de poids au regard d'un projet collectif, ou que le nucléaire civil reflétait plus ou moins secrètement et fidèlement la puissance militaire de l'ennemi public numéro 1 de l'Occident.

Toutes ces données occidentales sur le monde soviétique n'avaient rien de fantasmagique ; elles se fondaient même sur une pratique historique expérimentée. Il se trouve seulement qu'elles étaient alors dépassées. Pour informer sur Tchernobyl les médias occidentaux ont d'abord cherché à confirmer des données culturelles sans efficacité. Tout l'Occident pensait alors l'URSS en termes brejnéviens, alors que commençait la révolution gorbatchévienne.

Ce n'était pas la première, et par définition ce ne sera pas la dernière fois que la question se pose de savoir si un événement révèle un changement à venir, exprime un changement déjà accompli mais incompris, ou parti-



Tchernobyl

cipe d'un changement en cours. Le problème est d'importance. Pour réflexion on peut évoquer, dans la même veine, l'approche médiatique occidentale du renversement du Shah d'Iran, ou l'approche médiatique actuelle française de l'intégrisme musulman, et algérien en particulier.

3) Tchernobyl est un accident nucléaire. Or le nucléaire présente des traits culturels précis dont on ne peut faire abstraction, qu'ils soient justifiés ou non. Dans la mémoire collective une explosion atomique à ciel ouvert renvoie à Hiroshima. A l'Ouest comme à l'Est les politiques énergétiques nucléaires ont été imposées, compliquant ainsi toute maturation vers une acceptation collective et facilitant la survenue de crise de confiance. Réfléchir sur le nucléaire implique d'assimiler des données culturelles de haute technicité, d'autant qu'elles se déploient sur des échelles de temps étrangères à la pensée classique. Le « syndrome Folamour », à pro-

pos du nucléaire, est d'autant moins un mythe que la science contemporaine ne maîtrise pas dans leur totalité les conséquences de la fission atomique, même si elle répugne à en convenir. Cette liste n'est pas exhaustive, mais chacune de ces propositions concourt à produire un unique effet : en cas de crise, le nucléaire engendre de l'angoisse, il réveille l'imaginaire avant d'appeler le raisonnable.

De ce point de vue, une question se pose, que le traitement médiatique de Tchernobyl illustre sans doute exagérément. Quelle est la nature de l'intérêt que l'on porte à une information ? En d'autres termes, une information fait-elle seulement appel à la conscience froide, ou résonne-t-elle dans d'autres sphères plus intimes des cerveaux humains ? Aucune réponse, bien entendu, ne sera imposée ici. Mais la question permet de proposer à ceux qui estiment souffrir d'une dérive médiatique de reconsidérer le problème sur un mode plus global.

## Avons-nous retenu les leçons de Tchernobyl ?

Par Henri Catz, secrétaire confédéral, CFDT

La catastrophe de Tchernobyl doit être pour nous une leçon. Leçon qui a malheureusement déjà coûté terriblement cher à la population de la région et surtout aux sauveteurs ou « liquidateurs » de la première heure, parfois délibérément sacrifiés. Leçon dont on ne mesurera sans doute jamais la totalité des effets tant en vies humaines, en dégradation de la santé physique ou psychique, ou encore en coûts matériels.

C'est avant tout une leçon sur les conséquences catastrophiques de l'irresponsabilité que présente le non-respect des règles de sécurité lorsqu'il s'agit d'un domaine aussi dangereux potentiellement que le nucléaire. Car au delà de la discussion sur les insuffisances dues à la conception même des réacteurs de type RBMK c'est bien, au moins dans ce cas précis, le « facteur humain » qui est à l'origine de l'accident, qui en a été le facteur déclenchant. Les défauts de conception du réacteur n'ont pas permis d'enrayer le déroulement du processus catastrophique.

Loin de nous l'idée de croire que nous serions à l'abri d'erreurs humaines du même type, de gestes de folie ou d'actes de sabotage délibérés. Le drame de Forbach démontre que l'irresponsabilité est la chose du monde la mieux partagée et qu'elle confine souvent à la criminalité. Là-bas c'était pour tester le comportement du réacteur, ici c'était pour gagner du temps et de l'argent.

### Absence de démocratie

L'analyse de l'enchaînement des événements ayant conduit à l'accident a démontré le rôle essentiel de l'absence de coordination, d'information et d'implication personnelle des divers acteurs. De ce point de vue, l'accident de Tchernobyl est une conséquence de la déresponsabilisation des citoyens engendrée par le totalitarisme politique. Une technologie aussi dangereuse que le nucléaire ne s'accommode pas de l'absence de démocratie. Pas seulement dans le quotidien de la



conduite d'un réacteur, où elle doit constituer la base de la « culture de sûreté » des exploitants, c'est-à-dire de leur sens des responsabilités. Mais la démocratie doit bien évidemment aussi s'imposer au moment du choix initial, et la France a encore bien des progrès à faire en ce domaine.

D'incontestables avancées ont été obtenues ces dernières années dans l'organisation du contrôle public du nucléaire, grâce notamment aux travaux de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques animés par M. Claude Birraux. La création de la DSIN sur les décombres du SCSIN en est un exemple. De même, on commence à faire appel de temps en temps dans les commissions officielles à des experts qui n'appartiennent pas au petit monde de la « pensée unique ».

Mais en ce qui concerne la réforme du SCPRI, transformé en OPRI, on a l'impression que les pouvoirs publics se sont arrêtés en chemin. De même on ne peut que regretter la marginalisation du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires qui devrait jouer un rôle important dans l'animation du débat public. Par ailleurs une instance indépendante et originale comme le Collège de prévention des risques technologiques en a été

réduite à se saborder, le gouvernement n'ayant pas remplacé les membres dont le mandat était venu à échéance. L'expertise indépendante gêne encore !

Pourtant, rappelons-nous : en 1986, Tchernobyl, le nuage avait survolé tous les pays d'Europe sauf la France, sur ordre du directeur du SCPRI de l'époque ! Aujourd'hui encore, les institutions officielles souffrent de l'image qu'elles avaient donné alors. De nombreuses données existaient, issues des appareils de mesure du CEA ou d'EDF répartis à travers la France. Mais les autorités, estimant les français incapables de les comprendre, avaient refusé de les rendre publiques. Qu'est-ce qui nous garantit qu'aujourd'hui leur attitude serait différente ?

### La situation internationale

Comment enfin ne pas être inquiet de l'incapacité des responsables internationaux à prendre une décision en ce qui concerne toutes les autres centrales dangereuses de l'Europe de l'Est qui tournent encore à Tchernobyl, Kozloduy ou ailleurs ? Les autorités de ces pays s'en servent comme moyen de pression pour arracher des aides qui se chiffrent en milliards de dollars. L'Ouest refusant de payer, la situation reste en l'état. Le bon sens aurait commandé que l'on construise à

leur place des centrales à gaz ou à charbon. Si on avait commencé en 1986 elles seraient déjà en service depuis plusieurs années.

### Plus de transparence

Pour la CFDT, on l'aura compris, le choix du nucléaire n'est pas qu'un problème technique : c'est un problème de société, un débat dont doivent se saisir tous les citoyens. Il ne peut plus rester l'apanage d'un petit nombre de spécialistes, fussent-ils « X-Mines », qui décident pour les autres de ce qui est bon pour eux. L'accident de Tchernobyl est là pour nous rappeler, si besoin était, qu'un tel choix doit être assumé par toute la société.

De même, le débat sur le nucléaire doit s'intégrer dans le cadre général des choix énergétiques d'avenir pour la nation, mais aussi pour l'Europe, chaque forme d'énergie ayant ses avantages et ses inconvénients, notamment ses risques.

La CFDT s'est toujours battue pour obtenir plus de transparence dans les choix énergétiques, pour plus de démocratie afin d'y associer les citoyens, pour plus de sûreté. Loin de nuire à son avenir, nous pensons au contraire que c'est la condition de l'acceptabilité sociale d'une technologie utile mais dangereuse.





### Direction de la sûreté des installations nucléaires

Route du panorama Robert Schuman BP 83 92266 Fontenay-aux-Roses Cedex  
Standard 43.19.36.36

### Les moyens d'accès :



**RER B :** Station Fontenay-aux-Roses (+ 3 km)

**Métro :** Châtillon - Montrouge (ligne 13)

+ Bus : 195 ou 295 (Châtillon / Vélizy-Villacoublay)

**Métro :** Porte d'Orléans (ligne 4)

+ Bus : 195 (Porte d'Orléans / Châtenay-Malabry)

**Métro :** Mairie d'Issy (ligne 12)

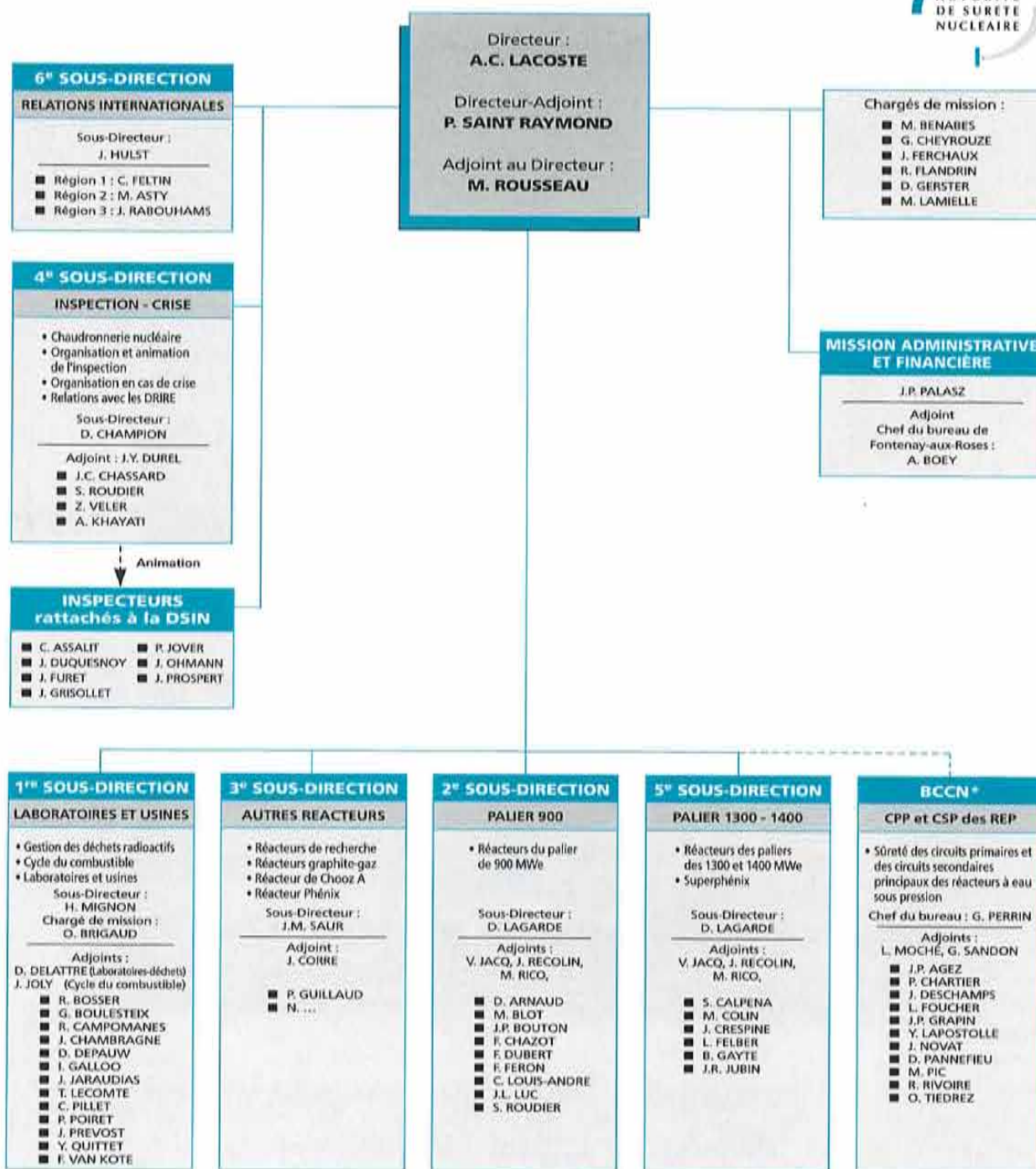
+ Bus : 190 (Mairie d'Issy / Clamart)

*Les équipes de la DSIN à Fontenay-aux-Roses ont déménagé  
le 18 mars 1996*



# Direction de la sûreté des installations nucléaires

## Organigramme au 1<sup>er</sup> avril 1996



\* Bureau de Contrôle des Chaudières Nucléaires de la DRIRE BOURGOGNE

**CONTRÔLE**, la revue de l'Autorité de sûreté nucléaire,  
est publiée par le ministère de l'Industrie,

101 rue de Grenelle, 75353 Paris 07 SP. Diffusion : Fax (33-1) 43.19.48.69

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

Rédacteur en chef : Danièle GERSTER

Assistante de rédaction : Christine MARTIN

Photos : ANDRA, ARTECHNIQUE, CEA (M. Faugère), EDF (M. Brigaud, Dupe, Y. Morat, M. Morceau), EXPLORER (P. Forget), FOTOGAM STONE (D. Austen), FRAMATOME (J.P. Salomon), IMAGE BANK (D. Jeffrey), SIPA PRESS (Dagbladet, East news, Haley, Kessler, Malanca, Novosti, Odile, Petrov, Sichov), STOCK IMAGE (W. Faidley)

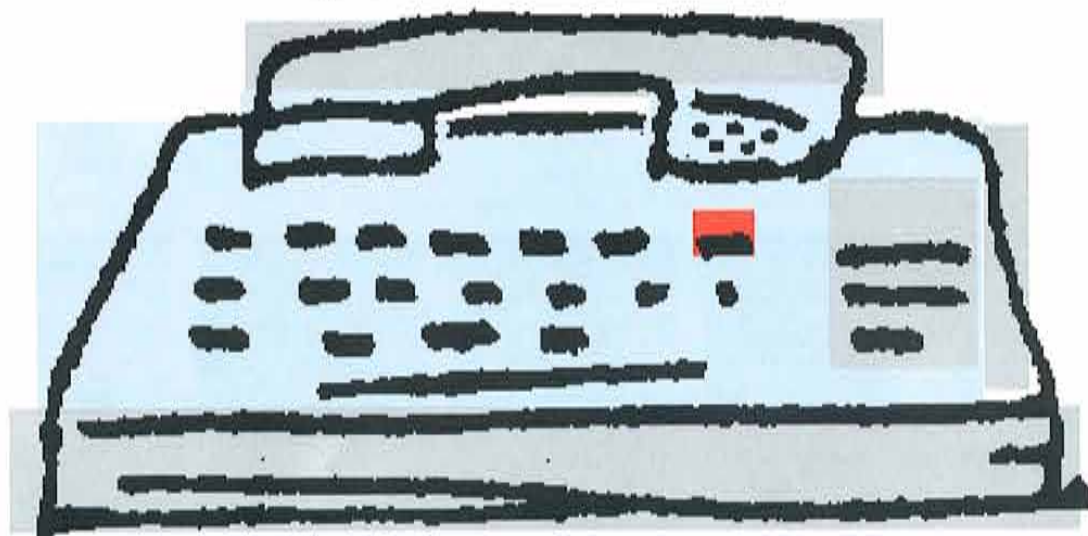
ISSN : 1254-8146

Commission paritaire : 1294 AD

Maquette : ROHMER RAYNAUD RICHEZ BLONDEL Paris

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 36 43 14 14**

**Code : MAGNUC**