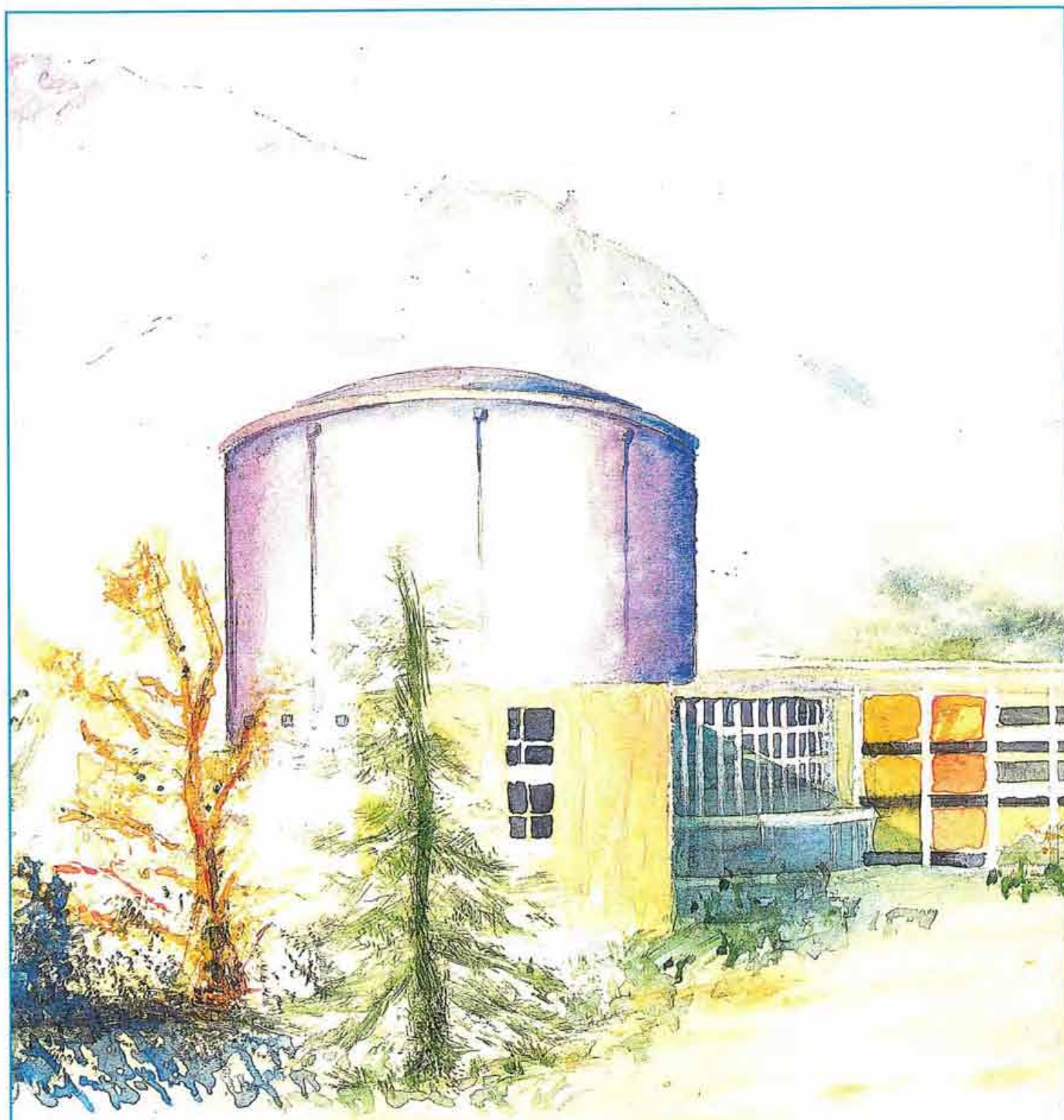


CONTRÔLE



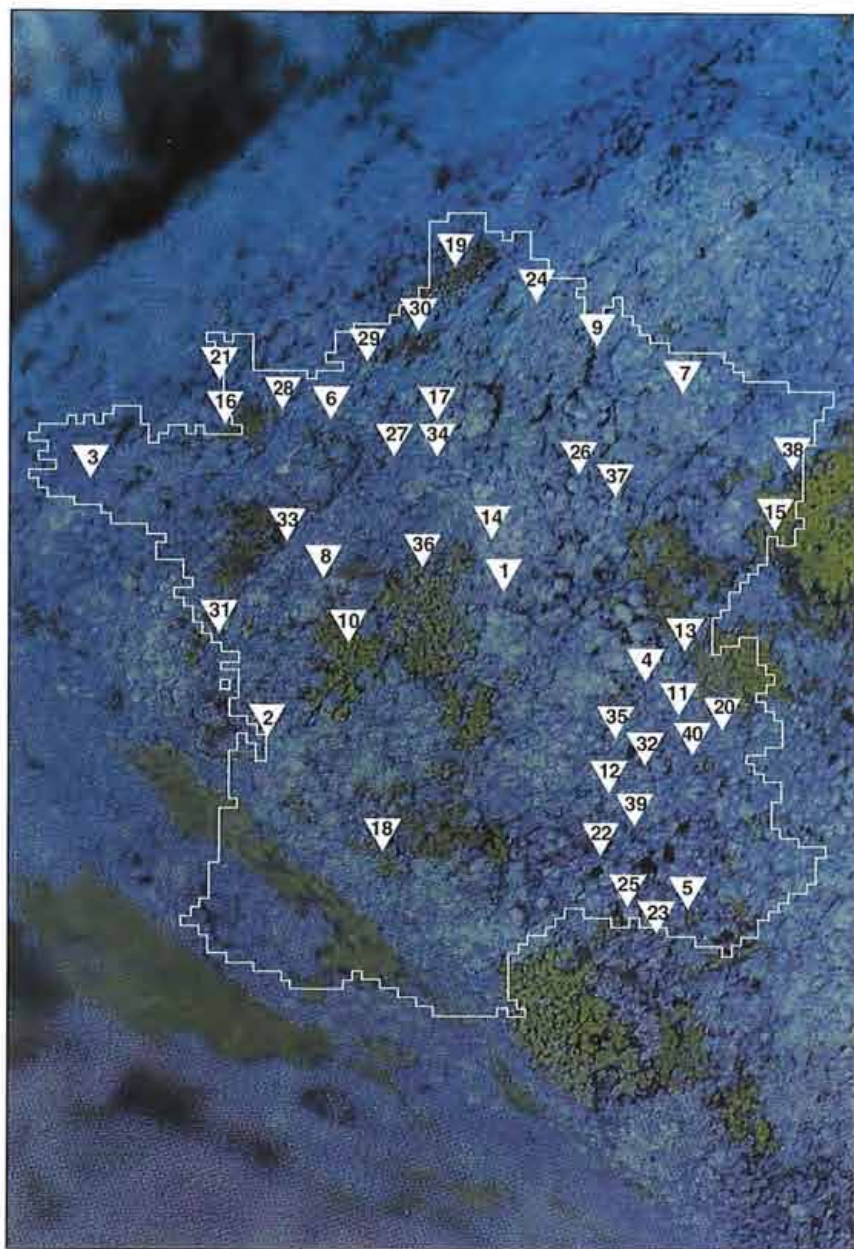
Dossier : Les réacteurs expérimentaux et de recherche



Siloé
23 décembre 1997

Les installations

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



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

Comme annoncé, *Contrôle* reprend le cours de ses dossiers thématiques. Celui du mois présent est consacré aux réacteurs expérimentaux et de recherche.

Ce type d'installations nucléaires est moins en vue que les centrales de puissance ou que les grandes usines du cycle du combustible. Les réacteurs de recherche intéressent cependant la sûreté à au moins deux titres: tout d'abord, ils peuvent eux-mêmes être le siège de risques nucléaires puisque, si faible que soit leur puissance, ils peuvent par construction donner lieu à une réaction de criticité; ensuite, ce sont des outils souvent irremplaçables pour mener des recherches en sûreté nucléaire.

Les réacteurs de recherche sont présents dans nombre de pays du monde, même ceux qui n'ont pas encore accédé à l'électricité d'origine nucléaire ou qui ont fait le choix d'y renoncer. En France même, on compte plus d'une dizaine de ces réacteurs en activité, majoritairement exploités par le Commissariat à l'énergie atomique. C'est dire que le sujet est loin d'être marginal, et il peut également être considéré comme d'avenir vu l'importance des projets en cours.

Les différentes facettes des réacteurs expérimentaux et de recherche et de leur sûreté sont présentées dans le dossier qu'on trouvera en fin de ce numéro.

André-Claude Lacoste
 Directeur de la sûreté
 des installations nucléaires



Sommaire



- 3** Les installations
- 14** Le transport des matières radioactives
- 16** En bref... France



- 19** Relations internationales



- 23** Dossier :
 Les réacteurs expérimentaux et de recherche



Les installations

Au cours des mois de janvier et février, 12 événements ont été classés au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES, dont 8 dans les centrales et 4 dans les autres installations. Ces événements ont tous fait l'objet d'une information dans le magazine télématique (3614 MAGNUC) et sont repris ci-après. Les événements classés au niveau 0 de l'échelle INES ne sont pas systématiquement rendus publics par l'Autorité de sûreté. Quelques-uns sont néanmoins signalés : il s'agit d'événements qui, bien que peu importants en eux-mêmes, sont, soit porteurs d'enseignements en termes de sûreté, soit susceptibles d'intéresser le public et les médias.

Par ailleurs, 66 inspections ont été effectuées, dont 60 concernant les INB et 6 dans les transports de matières radioactives. Les installations non mentionnées dans cette rubrique n'ont pas fait l'objet d'événements notables en termes de sûreté nucléaire. Le repère ► signale le ou les différents exploitants d'un même site géographique.

Anomalie générique

Non-respect du volume d'eau requis dans les accumulateurs du circuit d'injection de sécurité

Le 10 novembre 1998, EDF s'est aperçu que le volume d'eau borée contenu dans les accumulateurs des circuits d'injection de sécurité (RIS) des réacteurs 2 à 5 du site du Bugey était inférieur au volume requis par les spécifications techniques d'exploitation (STE).

Le circuit RIS permet, en cas d'accident, par exemple une fuite importante du circuit primaire du réacteur, d'introduire dans celui-ci de l'eau borée sous haute pression afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du cœur. Il est constitué de deux voies redondantes : la voie A, qui comprend deux pompes, et la voie B, qui comprend une seule pompe. Il comprend également trois réservoirs sous pression, appelés accumulateurs, contenant de l'eau borée, qui se vident automatiquement dans le circuit primaire si la pression de celui-ci, normalement à 155 bar, devient inférieure à 45 bar.

Le volume d'eau borée dans les accumulateurs RIS est géré en pratique grâce à une indication de niveau. A l'occasion de la mise à jour des STE, l'exploitant a recalculé la correspondance entre le niveau et le volume. Le 10 novembre 1998, cette étude a montré que le volume d'eau avait été sous-estimé, depuis l'origine, au maximum de 1,1 m³ alors que le volume minimal requis par accumulateur est de 26,9 m³.

EDF a immédiatement relevé le seuil de niveau bas puis a demandé à Framatome, le concepteur des réacteurs, une étude de confirmation qui,

le 16 décembre 1998, a validé les premiers résultats.

Cette anomalie n'était susceptible d'affecter que les réacteurs du palier CPO-900 MWe, c'est-à-dire ceux du Bugey et de Fessenheim. Les investigations menées à cet effet sur les réacteurs 1 et 2 de Fessenheim ont montré l'existence de la même anomalie, et ont conduit EDF à déclarer un incident significatif générique.

Cet incident n'a pas eu de conséquence pour la sûreté, le système RIS n'ayant pas été sollicité. Cependant, en raison d'une dégradation partielle d'un système de sauvegarde affectant plusieurs réacteurs, l'Autorité de sûreté a classé cet incident au **niveau 1** de l'échelle INES.



Blayais (Gironde)

► Centrale EDF

Réacteur 1 et 2

L'inspection du 19 février a porté sur les systèmes ASG (alimentation de secours des générateurs de vapeur), APG (purge des générateurs de vapeur) et DVG (ventilation des locaux des pompes ASG). En particulier, il a été procédé à un examen des événements importants pour la sûreté ayant affecté ces systèmes, des opérations de maintenance prévues par les PBMP (programmes de base de maintenance préventive) et des résultats de certains contrôles et essais périodiques prévus par le chapitre IX des règles générales d'exploitation.

Réacteur 2

Le réacteur a été mis à l'arrêt par anticipation le 30 janvier pour visite

partielle et rechargement en combustible.

L'analyse des résultats des essais de temps de chute des grappes de commande, réalisés périodiquement, a mis en évidence sur certains réacteurs de 1300 MWe des allongements de ce temps de chute paraissant liés à des déformations des assemblages combustibles dans lesquels ces grappes sont insérées. Ces résultats ont conduit l'Autorité de sûreté nucléaire à prescrire, sur tous les réacteurs nucléaires de 900 MWe et 1300 MWe, des mesures de surveillance particulières de ce paramètre important pour la sûreté.

L'application de ces mesures de surveillance au réacteur 2 du Blayais s'est traduite par la réalisation en novembre 98 d'essais complémentaires, dont les résultats ont montré que le temps de chute de certaines grappes de commandes s'allongeait de manière anormale.

L'examen des valeurs obtenues a conduit la DRIRE Aquitaine à demander la réalisation de nouveaux essais dans les deux mois pour évaluer leur vitesse d'évolution.

Cette nouvelle série d'essais, effectuée le 16 janvier dernier, a montré que l'évolution du temps de chute de certaines grappes de commandes ne permettrait pas d'assurer un respect du critère de sûreté associé à ce paramètre jusqu'à la date programmée de l'arrêt du réacteur pour maintenance, fixée au 6 mars 1999.

En conséquence, un arrêt du réacteur au plus tard le 30 janvier, a alors été demandé par la DRIRE, afin de vérifier le respect de ce critère de sûreté par un troisième essai. Ce dernier essai a permis de confirmer que l'hypothèse de dégradation du temps de chute était exacte. En effet, le critère de sûreté a été dépassé pour

une grappe de commande ce qui interdisait la remise en service du réacteur et a entraîné la décision par l'exploitant d'anticiper de cinq semaines l'arrêt pour maintenance.

Cet événement, qui constitue un incident significatif pour la sûreté, fera l'objet d'investigations particulières pour en rechercher l'origine.

Réacteur 3 et 4

L'inspection du 28 janvier, à caractère inopiné, a eu pour but d'évaluer la qualité des procédures utilisées et de la surveillance exercée par les équipes de conduite des réacteurs 3 et 4. Cette visite a été organisée en complément de celle menée sur le même thème sur les réacteurs 1 et 2 en décembre 1998.

5

Cadarache (Bouches-du-Rhône)

► Centre d'études du CEA

Ensemble du site

La commission « surveillance » de la CU s'est réunie le 15 janvier (cf. En bref... France).

Deux réunions de la commission « communication » s'est réunie les 2 et 26 février (cf. En bref... France).

Un incident s'est produit le 19 janvier : les dispositions de l'arrêt d'autorisation de rejets radioactifs liquides n'ont pas été respectés. Le Commissariat à l'énergie atomique (CEA) est autorisé par arrêté ministériel du 21 novembre 1978 à rejeter dans certaines conditions des effluents radioactifs liquides produits par le centre de Cadarache dans la Durance.

L'un des rejets, celui de tritium, est limité de trois façons : premièrement l'activité annuelle rejetée ne doit pas dépasser 50 Ci (1850 GBq), deuxièmement l'activité volumique ajoutée calculée après dilution totale dans la Durance doit être inférieure à 74 Bq/l en moyenne journalière, troisièmement les activités rejetées au cours d'un mois ne doivent pas dépasser le sixième des limites annuelles.

Pour respecter le deuxième critère, un calcul théorique est établi en tenant compte du débit minimum de la Durance.

Lors de l'établissement des bilans mensuels qui sont transmis régulièrement à l'OPRI, il est apparu que au cours des opérations du 19 janvier, ce calcul théorique a donné une valeur de 107 Bq/l pour cette journée, en raison d'un débit important du rejet d'effluents.

Les mesures réalisées en continu en Durance en aval du point de rejet montrent que les valeurs maximales atteintes ont été, en fait, de 59 Bq/l le 19 janvier et 66 Bq/l le 21 janvier.

A titre de comparaison, la directive européenne traitant notamment des eaux potables recommande, une limite de 100 Bq/l.

Cet incident n'a pas eu de conséquence pour l'environnement. Toutefois, s'agissant d'un non-respect des règles de fonctionnement autorisé, il est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

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

L'inspection du 29 janvier a permis de faire le point sur les risques liés à un éventuel incendie en vérifiant la gestion de la densité de charge calorifique (DCC) à différents niveaux de l'installation, les permis de feu lors des interventions de maintenance et la composition de l'équipe de première intervention (EPI).

6

Caen (Calvados)

► Grand accélérateur national d'ions lourds (GANIL)

L'inspection du 4 février avait pour objectif de faire le point sur la situation de l'établissement au regard du risque « incendie ». L'implication de l'équipe de première intervention au travers notamment d'un exercice, la maintenance réalisée sur les principaux moyens de lutte (poteaux, etc.) ainsi que le potentiel calorifique de différents locaux ont été plus particulièrement examinés.

7

Cattenom (Moselle)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Une inspection a eu lieu le 7 janvier, concernant le système de sauvegarde de l'aspersion des enceintes et le circuit de ventilation associé aux locaux concernés. Les inspecteurs se sont intéressés aux modifications apportées, à la maintenance réalisée sur ces matériels, aux essais périodiques et au retour d'expérience. Une visite en salle de commande du réacteur 3 ainsi que dans les locaux du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde a été effectuée.

Une inspection a été effectuée le 24 février sur le thème du plan d'urgence interne et des matériels de secours utilisés dans ce cadre. Une visite des locaux utilisables en cas de crise a été effectuée.

8

Chinon (Indre-et-Loire)

► Centrale EDF

Centrale B

L'inspection inopinée du 6 janvier a porté sur la conduite des tranches en puissance. La composition des équipes de conduite, les alarmes présentes, les positions des grappes, les indisponibilités, les consignes temporaires et les cahiers de bloc ont été regardés. Par ailleurs, les consignes de conduite des règles générales d'exploitation ont été examinées.

L'inspection du 13 janvier a porté sur l'examen de l'état de réalisation des engagements pris par l'exploitant à la suite des visites de surveillance et des incidents durant l'année 1998.

L'inspection du 3 février a été consacrée aux risques externes autres que les grands froids. Elle a permis d'examiner la prise en compte des risques par l'exploitant et leurs parades avec les différents documents associés. Une visite sur le terrain a permis de

vérifier certains dispositifs de manière concrète.

L'**inspection** du 11 février a porté sur l'exploitation, les modifications et les essais périodiques réalisés sur le circuit d'alimentation de secours et le circuit de purge des générateurs de vapeur du réacteur. Les inspecteurs ont examiné quelques événements marquants relatifs à l'exploitation de ces circuits et ont fait une visite des locaux abritant ces mêmes circuits.

Atelier des matériaux irradiés (AMI)

L'**inspection** du 4 février avait pour objet principal d'apprécier la connaissance et l'organisation mise en œuvre par l'exploitant en ce qui concerne les ventilations : connaissance des installations, maintenance préventive, suivi et essais périodiques. Une visite de plusieurs locaux a eu lieu.

Un **incident** a été déclaré le 11 février par l'Atelier des matériaux irradiés (AMI) : la périodicité de l'étalement de deux chaînes de mesures de radioactivité redondantes n'a pas été respectée.

La radioactivité des rejets gazeux des cellules haute activité est surveillée par deux chaînes de mesures redondantes. Les règles générales d'exploitation (RGE) imposent un étalement annuel des deux chaînes de mesures et exigent un arrêt des activités de l'installation en cas d'indisponibilité simultanée de ces deux chaînes. Une chaîne est considérée indisponible si le délai de réétalement est dépassé de 25 %.

Lors d'un bilan, l'exploitant a détecté que les délais de réétalement avaient été dépassés respectivement de 7 et 8 mois. De plus, les activités de l'installation ont continué alors que les deux chaînes étaient indisponibles simultanément.

Aucun rejet radioactif anormal n'a été détecté par d'autres contrôles pendant la période où les deux chaînes de mesure étaient indisponibles.

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

En raison du non-respect de deux règles d'exploitation et de la détection tardive de cet incident, celui-ci a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

9

Chooz
(Ardennes)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

Une réunion en préfecture des Ardennes s'est tenue le 11 février (cf. En bref... France)

Centrale A

L'exploitant poursuit les travaux de mise à l'arrêt définitif de l'installation : démontages dans la partie conventionnelle, traitement et évacuation des déchets de zone contrôlée. Par ailleurs, la procédure relative à la création de l'INB-E est en cours d'instruction, et certains travaux de transformation en vue de la création de celle-ci (ventilation, déplacement de l'exutoire de rejets gazeux, installations électriques) sont en cours.

Centrale B

L'**inspection** du 23 février a porté sur l'organisation mise en place par l'exploitant pour respecter ses engagements ; les inspecteurs ont en particulier examiné la mise en œuvre des engagements pris à l'issue de visites de surveillance effectuées en 1997 et 1998.

Réacteur B1

L'**inspection** du 18 janvier a porté sur l'organisation du site vis à vis de la conduite et de la surveillance du circuit de refroidissement à l'arrêt, ainsi que sur l'entreposage et l'entretien des matériels mobilisés en situation accidentelle. Les inspecteurs ont procédé à une visite du bâtiment des auxiliaires nucléaires et de la salle de commande du réacteur.

10

Civaux
(Vienne)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'**inspection** du 26 février a eu pour thème les alimentations en fluide (électricité, air...). En particulier, un examen des diesels de secours, des systèmes LLS (distribution de courant

de 380 V alternatif permanent et secours) et TAC (turbine à combustion) a été réalisé.

11

Creys-Malville
(Isère)

Réacteur Superphénix
(à neutrons rapides)

L'**inspection** du 23 février était inopinée. Elle a porté sur la conduite, le respect des spécifications techniques d'exploitation, l'application des consignes permanentes et temporaires ainsi que sur la régularité des essais périodiques.

12

Cruas
(Ardèche)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

La Commission locale d'information s'est réunie le 11 février (cf. En bref... France)

L'**inspection** du 20 janvier avait pour but de vérifier que les engagements pris par le CNPE à la suite des visites de surveillance et des incidents significatifs étaient bien respectés.

Réacteur 1

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 22 janvier pour maintenance et rechargement en combustible.

Plusieurs **incidents** de contamination successifs se sont produits le jeudi 28 et le vendredi 29 janvier.

Le jeudi 28 janvier, à 16 h 15, au moment de la levée du couvercle de la cuve du réacteur, une balise de mesure de la radioactivité dans le bâtiment réacteur a déclenché, signalant une contamination de l'air ambiant dans ce bâtiment.

Les personnes présentes dans le bâtiment réacteur n'ont été évacuées qu'une heure après le déclenchement de l'alarme, après vérification du caractère non intempestif de celle-ci.

Après ventilation et vérification du retour à la normale de la radioactivité de l'air ambiant dans le bâtiment réacteur, les travaux ont repris le jeu-

di 28 janvier à 23 h 00. Une balise de mesure de la radioactivité a déclenché le vendredi 29 janvier à 1 h 00. L'évacuation des personnes présentes dans la bâtiment réacteur a été cette fois immédiate.

Les balises ont déclenché en décelant des bouffées gazeuses radioactives échappées de la cuve lors de la levée de son couvercle. Les bouffées résultent du défaut d'étanchéité de la gaine de certains assemblages combustibles.

Les examens anthropogammamétriques effectués sur chacune des 168 personnes potentiellement concernées n'ont pas mis en évidence de contamination interne. La radioactivité rejetée dans l'atmosphère est restée très faible et bien inférieure aux limites autorisées.

En raison du caractère tardif de l'évacuation du personnel après le déclenchement de la première balise, et en raison du manque de précautions prises pour la levée du couvercle de la cuve du réacteur malgré les incidents de même type survenus récemment sur les centrales de Golfech et de Gravelines, l'Autorité de sûreté a décidé de classer ces incidents au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'**inspection** du 29 janvier a eu pour but de vérifier les conditions dans lesquelles l'exploitant a été amené à procéder les 28 et 29 janvier à des évacuations du personnel présent dans le bâtiment du réacteur 1, alors en arrêt pour rechargement du combustible. Parmi les éléments du combustible à décharger, un crayon était reconnu comme présentant une fuite et susceptible de provoquer une émission de gaz radioactif lors du déchargement.

Le but de l'**inspection** du 4 février était de faire le point sur la présence et l'état des matériels à utiliser en cas de procédures ultimes et hors dimensionnement. Cette inspection ayant été effectuée lors de l'arrêt annuel du réacteur pour travaux de maintenance et rechargement en combustible, elle a également permis de visiter plusieurs chantiers et de questionner les agents des entreprises prestataires.

Réacteur 2

Le 12 juillet 1998, alors que le réacteur venait d'être mis à l'arrêt, l'exploitant a mal maîtrisé le contrôle du pressuriseur du circuit primai-

re, ce qui a entraîné une augmentation de pression au delà du domaine autorisé.

Le circuit primaire est un circuit fermé, contenant de l'eau sous pression qui assure le refroidissement du réacteur. La pression de ce circuit est contrôlée par le pressuriseur.

Le léger dépassement de pression observé au delà de la valeur admise n'a pas eu de conséquence sur la sûreté.

Une inspection réalisée par l'Autorité de sûreté le 8 décembre 1998 pour apprécier le retour d'expérience de certains incidents survenus sur le site a permis de constater que toutes les actions nécessaires au maintien des paramètres dans le domaine autorisé n'ont pas été prises lors de l'incident du 12 juillet.

Aussi, en raison d'une lacune dans la culture de sûreté, cet **incident** précédemment classé au niveau 0 est reclassé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Réacteur 3

Un **incident** est survenu le mardi 26 janvier : alors que le réacteur était en puissance, l'exploitant a découvert qu'il fonctionnait avec une valeur erronée de la limite de répartition du flux neutronique dans le cœur.

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

Le jeudi 21 janvier, à l'occasion de l'implantation hebdomadaire des paramètres relatifs à ces limites, l'intervenant a entré une valeur incorrecte. La vérification prévue par la procédure n'a pas permis la détection immédiate de cette erreur.

A aucun moment, la sûreté de l'installation n'a été mise en cause.

Toutefois, un incident en tous points identiques s'était produit le 22 octobre 1998 sur le réacteur 4.

Ainsi, en raison de la répétition d'un incident qui s'était déjà produit, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

14

Dampierre-en-Burly (Loiret)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 2 février a porté sur le thème « Capteurs importants pour la sûreté (IPS) et métrologie ». Les notes d'organisation de différents services intervenant sur des matériels IPS en utilisant des moyens métrologiques ont été examinées. Une visite sur le terrain a été consacrée à la vérification de la mise en application des notes des services et au suivi des moyens métrologiques.

L'**inspection** du 10 février a porté sur l'examen de l'état de réalisation des engagements pris par l'exploitant.

15

Fessenheim (Haut-Rhin)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Une réunion de la Commission locale de surveillance s'est tenue le 23 février (cf. En bref... France).

Une **inspection** a eu lieu le 12 janvier concernant les agressions externes. Cette visite avait pour but de vérifier le respect par le site des directives nationales sur la mise en configuration des installations du CNPE en période hivernale.

Une **inspection** a eu lieu le 25 février sur le thème du plan d'urgence interne (PUI) et des matériels de secours utilisés dans ce cadre. Une visite des locaux utilisables en cas de crise a été effectuée.

Une **inspection** a eu lieu le 3 février sur le thème de la propreté radiologique et de la contamination. Les inspecteurs se sont intéressés aux conditions d'application sur le site d'une directive interne d'EDF et au respect des seuils limites d'irradiation auprès d'un bâtiment de stockage. Il est à souligner que les inspecteurs étaient accompagnés de journalistes de France 2 et France 3 souhaitant réaliser un reportage sur le déroulement d'une inspection.

Une **inspection** a eu lieu le 18 février sur le thème des essais périodiques. Cette visite a été consacrée à l'étude de l'organisation générale du CNPE en matière de suivi et de réalisation des essais périodiques. Par ailleurs, un essai en réel des compresseurs mobiles pour l'appoint des ballons d'air comprimé du circuit SAR a été réalisé.

Un **incident** est survenu le 9 février : lors d'un contrôle périodique de l'eau de la nappe phréatique, l'exploitant a mis en évidence une augmentation du taux de tritium dans un puits de surveillance situé à l'intérieur du site.

Le tritium est un isotope radioactif de l'hydrogène. Il est produit lorsque l'eau du circuit primaire passe dans le cœur du réacteur.

Les mesures effectuées révèlent un taux de 60 Bq/l, pour des valeurs habituelles situées en dessous de la limite de détection qui est d'environ 35 Bq/l.

Compte tenu des faibles valeurs mesurées, à comparer à la limite annuelle d'incorporation de 300 MBq par an, cet incident n'a pas de conséquence pour l'environnement.

L'exploitant a augmenté la fréquence de ses mesures pour suivre l'évolution de cette pollution, et il effectue des recherches pour déterminer son origine.

Compte tenu de la présence de cette pollution et du renouvellement de ce type d'événement (découverte de tritium dans la nappe en 1991, contamination de sol en argent 110 sous le bâtiment des auxiliaires nucléaires en 1998), l'incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

16

Flamanville (Manche)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** des 20 et 21 janvier avait pour objectif de faire le point de la situation « incendie » sur la centrale de Flamanville. Un exercice a été réalisé.

Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 23 février : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a

constaté que les essais périodiques du système de récupération des purges et événements du réacteur n'avaient pas été réalisés dans les délais imposés par le programme d'essais.

Le système de récupération des purges et événements du réacteur (RPE) permet, en cas d'accident, de récupérer les effluents se trouvant dans les bâtiments auxiliaires pour les réinjecter à l'intérieur de l'enceinte de confinement afin d'éviter la contamination de l'environnement. Il fait l'objet d'un programme d'essais périodiques qui permet de s'assurer de la disponibilité de l'ensemble des équipements.

Les tests d'isolement automatique des puisards et le contrôle des circuits de réinjection des effluents dans le bâtiment réacteur doivent être réalisés annuellement. Auparavant, ils étaient réalisés lors des arrêts de tranche. Or, depuis l'allongement des campagnes de production, les arrêts de tranche se déroulent tous les seize mois. Lors d'une vérification de son système de programmation des essais périodiques, l'exploitant a constaté qu'il n'avait pas reprogrammé correctement ces essais, en tenant compte de l'allongement des campagnes.

Dès la détection de cet écart, l'exploitant a procédé à la réalisation de ces essais. Leurs résultats ont été satisfaisants. L'exploitant a également entrepris le contrôle de la programmation de l'ensemble des essais dont la périodicité aurait pu être affectée par l'allongement des campagnes de production.

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

17

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

► Centre d'études du CEA

Ensemble du site

L'**inspection** inopinée du 13 janvier a porté sur l'organisation de la formation locale de sécurité du Centre

en matière de lutte contre l'incendie.

Cette inspection a porté plus spécialement sur l'effectif et la composition des piquets d'incendie, la formation incendie et son suivi par les agents affectés à la sécurité, la rédaction des permis de feu et la réalisation d'un exercice.

Laboratoire de chimie du plutonium (LCPu)

L'**inspection** inopinée du 18 janvier a porté sur la sectorisation incendie, la ventilation, le potentiel calorifique et l'organisation incendie du bâtiment concerné de cette installation nucléaire de base.

Un **incident** est survenu le 2 février : un bidon de mélange d'acide nitrique et de nitrate d'hydroxylamine (NHA) a éclaté, entraînant des projections et un dégagement de fumées.

Dans le cadre d'une campagne d'élimination de réactifs inutilisés, après la destruction d'environ 1 litre de NHA par mélange avec 5 litres d'acide nitrique, l'éclatement du bidon s'est produit alors que l'opérateur avait quitté le local et avait déposé le bidon contenant le mélange à l'intérieur d'une rétention.

Ce mélange chimique ne comportait aucune activité radioactive et était situé dans une zone inactive sans présence humaine à l'heure de l'incident (20 h 50).

Cet éclatement n'a provoqué aucune contamination et le sol du local concerné a été nettoyé des projections.

Les procédures de réalisation de cette opération de destruction du NHA n'ayant pas été intégralement respectées, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle internationale **INES** des événements nucléaires.

18

Golfech (Tarn-et-Garonne)

► Centrale EDF

Ensemble du site

La Commission locale d'information s'est réunie le 14 janvier (cf. En bref... France).

L'**inspection** du 21 janvier a permis d'examiner l'organisation mise en place par l'exploitant concernant les

ICPE (installations classées pour la protection de l'environnement) situées sur le site et de vérifier la mise en application des prescriptions applicables à ces installations.

Réacteur 2

L'inspection du 24 février a porté sur les systèmes SAR (distribution d'air comprimé/régulation) et SAP (production air comprimé), ainsi que sur la turbine. En particulier, il a été procédé à un examen des opérations majeures de maintenance et des résultats de l'ensemble des contrôles et essais périodiques.

19

Gravelines (Nord)

► Centrale EDF

Ensemble du site

La sous-commission « sécurité des populations » de la CLI s'est réunie le 21 janvier (cf. En bref... France).

L'inspection du 26 janvier avait pour objectif de vérifier la prise en compte des règles de conduite normale dans les documents d'exploitation opérationnels par :

- l'examen de l'organisation mise en place pour conduire cette démarche ;
- l'analyse de plusieurs consignes de conduite.

L'inspection du 11 février avait pour objectif de vérifier la présence, sur le site, des matériels mobiles de secours appelés par les procédures accidentelles. En première partie d'inspection, la liste locale des matériels a été comparée, de manière exhaustive, au référentiel national. Ensuite, les inspecteurs ont procédé au contrôle sur le terrain, en passant en revue les six réacteurs et les communs de site.

L'inspection du 26 février a porté sur le référentiel du site à l'indice 3, référentiel applicable pour la campagne d'arrêts de tranche 1999. Elle complète l'inspection du 4 novembre 1998 faite sur le même thème. Elle s'est appuyée sur l'examen des référentiels site du métier maintenance système fluide au travers de ses deux spécialités : robinetterie et chaudronnerie.

Les objectifs de cette inspection étaient :

- d'examiner quelques fiches d'écart ;
- de vérifier la bonne application de courriers prescriptifs ou de programmes de base de maintenance préventive (PBMP) indiqués comme pris en compte par le service ;
- de s'assurer des liens entre les engagements pris et les documents associés (gammes, procédures).

Réacteur 2

Le réacteur 2, en prolongation de cycle depuis le 16 décembre 1998, a été mis à l'arrêt pour visite partielle et rechargement du combustible le 20 janvier.

Réacteur 5

Le réacteur 5, en prolongation de cycle depuis le 10 novembre 1998, a été mis à l'arrêt pour visite partielle et rechargement du combustible le 9 janvier.

Le 15 janvier : alors que le réacteur 5 était en phase d'arrêt pour maintenance et rechargement en combustible, le bâtiment réacteur a été évacué par les 26 personnes qui s'y trouvaient.

Au cours de l'opération de levée du couvercle de la cuve, les balises de mesure de la radioactivité se sont déclenchées et l'ensemble du personnel présent a immédiatement évacué le bâtiment. Par ailleurs, toutes les vannes d'isolation du bâtiment réacteur ont été automatiquement fermées.

Par précaution, des contrôles anthropométriques ont été réalisés par le service médical du site sur les personnes concernées dès leur sortie du bâtiment. Ces contrôles n'ont révélé aucune trace de contamination significative. L'Autorité de sûreté a été informée régulièrement durant le déroulement de cet événement. L'information a également été transmise au président de la CLI, et un communiqué de presse a été réalisé par l'exploitant pour informer le public.

En réponse à une demande de l'Autorité de sûreté, une évaluation précise de l'activité rejetée a été effectuée. Cette activité était de 53 GBq, soit environ 100 000 fois en dessous du seuil de l'autorisation annuelle de rejet en gaz du site.

Les inspecteurs de la DRIRE Nord-Pas-de-Calais se sont également rendus sur place le 18 janvier pour approfondir les causes de cet événement. Bien que toutes les procédures

prévues aient été appliquées et que les dispositifs de surveillance aient fonctionné normalement, il a été demandé à l'exploitant de fournir un compte rendu d'analyse de cet événement et de préciser les actions qu'il mettra en œuvre pour éviter son renouvellement.

Un incident est survenu le 23 janvier : alors que le réacteur était à l'arrêt pour maintenance et rechargement en combustible, un morceau de tube très radioactif protégeant le système d'instrumentation du cœur (système RIC) a été trouvé dans une des piscines du réacteur.

Lors de cet arrêt, une partie du faisceau de tubes de ce type, appelés « doigts de gant », a été remplacée dans le cadre de la maintenance préventive. Les tubes sont découpés en plusieurs morceaux dans une piscine et mis ensuite dans des emballages spéciaux. Toutes ces opérations se font sous eau, pour assurer une bonne protection biologique des intervenants.

Après ces opérations, la piscine correspondante est vidée et décontaminée. Lors du contrôle effectué ensuite, l'exploitant s'est aperçu qu'un débit d'exposition important subsistait. La piscine a alors été remise en eau, le morceau de tube récupéré et mis dans l'emballage.

Bien que le site ait intégré les actions correctives proposées à la suite d'un événement analogue ayant déjà eu lieu sur d'autres sites, la répétition de ce type d'incident indique qu'il n'en a pas été tiré un enseignement suffisant, notamment par l'analyse des causes. Cet incident, dont le classement avait été proposé au niveau 0 par l'exploitant, a été reclassé au **niveau 1** de l'échelle des événements nucléaires INES par l'Autorité de sûreté.

21

La Hague (Manche)

► Etablissement COGEMA

Ensemble du site

L'inspection inopinée du 27 janvier a permis de contrôler les archives de référence de l'établissement. Les inspecteurs ont examiné la conformité des différentes salles d'archives aux prescriptions de sûreté et à l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité.

Marcoule
(Gard)

► Centre d'études du CEA

Ensemble du site

La Commission locale d'information s'est réunie le 27 janvier (cf. En bref... France).

Un **incident** est survenu le 15 janvier, un relâchement non contrôlé de gaz tritium d'environ 85 téra-beccquerels (2300 curies), évacué par la cheminée de l'installation CELESTIN, a été détecté à 11 h 50.

L'installation CELESTIN, constituée de deux réacteurs nucléaires fonctionnant en alternance, produit du tritium par irradiation neutronique de cibles contenant du lithium.

La fuite s'est produite au cours de l'opération de lavage des cibles irradiées et avant leur expédition vers l'atelier tritium de Marcoule (ATM) où elles sont traitées pour extraire le tritium.

Elle résulte d'un défaut d'étanchéité ayant affecté 8 cibles sur les 144 en cours de traitement. Des investigations sont en cours pour déterminer l'origine de ce défaut.

Le rejet dans l'environnement représente un peu moins de 1 % de la limite annuelle autorisée en tritium pour les rejets gazeux de l'établissement COGEMA de Marcoule.

Au niveau du sol, l'impact maximum calculé résultant de ce rejet est inférieur à 10 microsieverts (soit le centième de la limite annuelle d'exposition pour le public) ; il se situe à 500 mètres de la cheminée, au niveau de la clôture sud du site.

L'exposition maximale des populations les plus proches du site est très inférieure à 1 microsievert (soit le millième de la limite annuelle d'exposition pour le public).

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

Réacteur Phénix (filiale à neutrons rapides)

L'**inspection** du 4 février a permis d'examiner les conditions de montage des échangeurs intermédiaires d'une part, et d'examiner les conditions de réalisation par Phénix des travaux de rénovation des circuits secondaires d'autre part.

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

Par lettre du 18 janvier et par lettre du 22 février, l'exploitant a été **autorisé** à recevoir respectivement un lot d'environ 3 kg de plutonium et un lot de 81,4 g de poudre d'oxyde de plutonium en provenance de l'INB classée secrète UP1 de Marcoule.

Par lettre du 15 février, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a accordé l'autorisation de mettre en actif les chaînes blindées C11 et C12, implantées dans le bâtiment DHA, et dédiées à des fonctions de recherche et développement sur la chimie du retraitement et a notifié une mise à jour des prescriptions techniques applicables à Atalante.

L'**inspection** du 11 février avait pour objet d'examiner les dispositions mises en place par l'exploitant dans le domaine des contrôles et essais périodiques. L'inspection a également porté sur l'organisation liée à la requalification des matériels lorsque ceux-ci ont subi une réparation ou ont été remplacés.

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

Par lettre du 28 janvier, le Directeur des la sûreté des installations nucléaire a approuvé la mise en exploitation de l'ensemble des installations de CENTRACO et a notifié à l'exploitant les prescriptions techniques associées au fonctionnement de ces installations.

L'**inspection** du 5 février, sur le thème prioritaire d'inspection « métrologie des rayonnements ionisants », fait suite aux différents événements de contaminations survenus en 1997 et 1998, aussi bien sur les personnes que sur les matériels, qui ont mis en évidence des écarts entre divers résultats de mesure. L'objectif de l'inspection était de tester le canevas de ce type d'inspection.

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

Centre nucléaire de traitement de Codolet (CENTRACO)

Par lettre du 28 janvier, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant de

L'**inspection** du 9 février a permis de contrôler les procédures utilisées par COGEMA pour établir et valider les spectres types d'activité. L'exploitant a présenté sa méthodologie, depuis l'établissement de ces spectres jusqu'à leur utilisation pour la déclaration à l'ANDRA de l'activité contenue dans les colis envoyés au Centre de l'Aube.

L'objet de l'**inspection** du 19 février a été le contrôle de l'application des arrêtés d'autorisation de rejets sur le site de La Hague. L'organisation et les moyens de contrôle ont été examinés.

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

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réception et l'entreposage dans l'atelier HAO/Nord d'environ 700 litres de coques provenant du retraitement de combustibles MOX et UOX entreposées dans une installations située sur le site de Marcoule. Ces déchets seront ultérieurement conditionnés dans l'atelier ACC (lettre du 23 février).

AD1-BDH (atelier de décontamination)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réception et le dépôt temporaire dans l'installation AD1BDH d'environ 70 litres de coques compactées dans le cadre de programme de recherche et développement en provenance d'installations situées sur les sites de Marcoule et Cadarache. Ces déchets seront ultérieurement conditionnés dans l'atelier ACC (lettre du 23 février).

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

L'**inspection** du 15 janvier a été réalisée après l'incident survenu le 8 janvier sur l'atelier T4 (faible dissémination de poudre de PuO₂ dans 7 salles autour du four de calcination à la suite d'une perturbation des ventilations). Les inspecteurs ont spécialement examiné le déroulement de l'incident, ainsi que les conséquences potentielles et effectives hors du site et sur le site.

l'installation CENTRACO à mettre en exploitation les unités de fusion et d'incinérations.

L'**inspection** du 19 février a porté sur l'organisation mise en place en matière d'incendie sur le Centre de traitement des déchets de Codolet qui comprend notamment une unité d'incinération et une unité de fusion. L'inspection a été principalement consacrée à la gestion de la détection alarme incendie, aux permis de feu, au contrôle-commande et aux équipes de premières intervention en cas d'incendie.

26

Nogent-sur-Seine
(Aube)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Une réunion de l'Instance locale de concertation et d'information (ILCI) de Haute-Marne s'est tenue le 9 février (cf. En bref... France).

Une **réunion technique** s'est tenue le 5 février entre les représentants de la DRIRE Champagne-Ardenne, de la DSIN, de l'IPSN et d'EDF pour examiner le bilan du fonctionnement des installations en 1998, des inspections et des principaux événements liés à l'exploitation et à la maintenance des réacteurs.

Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 24 janvier : lors d'un essai qui consiste à isoler le réacteur du réseau de transport d'électricité (essai d'îlotage) tout en le maintenant en puissance, des pompes qui alimentent un circuit de refroidissement utilisant l'eau de la Seine (SEC) se sont arrêtées.

Le circuit SEC est composé de deux voies redondantes (A et B) comportant chacune deux pompes. Ce circuit assure, via un circuit intermédiaire, le refroidissement de circuits et matériels importants pour la sûreté du réacteur. Il constitue l'un des circuits de sauvegarde du réacteur. Au cours de l'îlotage, les pompes de la voie A du circuit SEC se sont arrêtées. Les pompes de la voie B ont démarré automatiquement en secours

pour continuer à assurer le refroidissement des matériels. Après investigations, l'exploitant a constaté que l'arrêt des pompes de la voie A était dû à des réglages inadéquats des alimentations électriques des matériels de la voie A.

Ces réglages avaient été réalisés lors du précédent arrêt du réacteur pour rechargement de combustible. Ils ont été corrigés.

Le refroidissement du réacteur n'a pas été interrompu. Néanmoins, en raison d'une défaillance de cause commune affectant simultanément plusieurs matériels importants pour la sûreté du réacteur, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Réacteur 2

L'**inspection** du 14 janvier a porté sur les travaux programmés au cours de l'arrêt pour rechargement de combustible et visite complète de ce réacteur. Les inspecteurs ont en particulier examiné les écarts détectés vis-à-vis des documents de maintenance de référence, notamment pour les matériels électriques et les automatismes.

Le réacteur a été mis à l'arrêt pour visite complète et rechargement de combustible le 11 février pour une durée prévisionnelle de onze semaines.

29

Paluel
(Seine-Maritime)

► Centrale EDF

Ensemble du site

La Commission locale d'information s'est réunie le 26 janvier (cf. En bref... France)

Réacteur 1

L'**inspection** du 23 février a été réalisée dans le cadre de l'approbation du programme de l'arrêt pour maintenance du réacteur 1 de Paluel. Le contrôle a porté sur le respect du référentiel de maintenance et l'organisation mise en œuvre par l'exploitant pour garantir le respect de ce référentiel.

30

Penly
(Seine-Maritime)

► Centrale EDF

Ensemble du site

La Commission locale d'information s'est réunie le 26 janvier (cf. En bref... France).

Réacteur 1

L'**inspection** du 8 janvier, à caractère inopiné, a eu pour objet de vérifier l'application des demandes de l'Autorité de sûreté et des engagements de l'exploitant dans le cadre du remplacement des alvéoles de stockage du combustible irradié du réacteur 1 et de leur entreposage provisoire sur le site.

L'**inspection** du 24 février a permis de vérifier la qualité de la préparation du programme de l'arrêt du réacteur 1 en 1999. Les inspecteurs ont vérifié, par sondage, le respect des doctrines de maintenance des générateurs de vapeur, des soupapes qui protègent le circuit primaire principal (dites soupapes SEBIM) et des batteries d'accumulateurs électriques. Les inspecteurs ont également vérifié la qualité d'appropriation par le CNPE de Penly des prescriptions relatives à la démarche « sûreté maintenance », ainsi que le processus de gestion des modifications.

Phénix
(voir Marcoule)

32

Romans-sur-Isère
(Drôme)

► Usine FBFC (usine de fabrication de combustibles nucléaires)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** une campagne de fabrication de combustible URE qui mettra en œuvre 10 tonnes d'uranium de retraitement réenrichi (lettre du 10 février).

L'**inspection** du 12 janvier a porté sur les conditions d'exploitation de

l'incinérateur qui, pour ce qui concerne les effluents gazeux, contribue à 90 % des rejets du site. Les inspecteurs se sont particulièrement attachés aux mesures dont font l'objet les effluents.

L'inspection réalisée le 24 février avait pour but de vérifier que les engagements pris par l'exploitant à la suite des visites de surveillance et des incidents significatifs survenus en 1998 avaient été respectés.

34

Saclay
(Essonne)

► Centre d'études du CEA

Ensemble du site

La Commission locale d'information a été créée par arrêté du président du Conseil général de l'Essonne le 29 décembre 1998 : sa première réunion s'est tenue le 3 février (cf. En bref... France).

Réacteur Osiris

Un incident est survenu sur le Centre d'études nucléaire de Saclay, appartenant au Commissariat à l'Energie Atomique : a été déclarée à l'Autorité de Sûreté, le 25 février, la découverte, le 16 février, chez un ferrailleur d'une tuyauterie radioactive provenant du Centre de Saclay. Cette tuyauterie provient de la découpe d'un circuit du réacteur expérimental Osiris, effectuée en 1989. Après avoir été entreposée sur le Centre de Saclay, la tuyauterie incriminée a été expédiée à la fin du mois de janvier 1999 avec un lot de déchets métalliques non contaminés vers une entreprise de tri de déchets. Puis elle a été finalement orientée vers une entreprise de traitement de métaux, qui a détecté les traces de radioactivité.

Cette tuyauterie a été retournée au Centre de Saclay. Les mesures radiologiques effectuées par l'exploitant, au retour de la tuyauterie, donnent pour cette pièce une activité de l'ordre de 30 000 Bq en cobalt 60 et en césium 137.

L'exploitant poursuit ses investigations afin de déterminer les circonstances qui ont pu conduire à mélanger cette tuyauterie avec des ferrailles non contaminées.

En raison de la présence de cette tuyauterie contaminée avec d'autres déchets non contaminés et de la non-détection de cette tuyauterie en sortie de Centre, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Laboratoire pour l'utilisation de rayonnement électromagnétique (LURE)

Par lettre du 8 janvier, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé de manière générique l'exploitant du LURE à réaliser des expériences sur des échantillons actifs conformes aux spécifications précisées dans sa lettre de demande.

Laboratoire d'études de combustibles irradiés (LECI)

L'inspection du 22 janvier avait deux objectifs :

- vérifier la bonne application des règles générales d'exploitation ;
- s'assurer de la bonne mise en œuvre des engagements pris par l'exploitant en 1998.

Une visite de quelques locaux a été effectuée.

► Installation de CIS-Bio International

L'inspection du 11 février avait pour thème l'incendie. Les inspecteurs ont examiné la mise en œuvre des groupes locaux d'intervention, des exercices, le suivi du potentiel calorifique et des permis de feu. Une visite des locaux a eu lieu ainsi que la réalisation d'un exercice.

Zone de gestion des effluents liquides radioactifs

L'inspection du 3 février était inopinée. Elle avait pour objectif de faire le point sur l'état d'avancement des améliorations envisagées par l'exploitant ainsi que de vérifier les conditions du redémarrage de l'installation de bitumage des concentrats produits par le traitement des effluents liquides radioactifs. A la suite de cette inspection, le redémarrage de l'installation de bitumage a été autorisé par lettre du 10 février. Une visite de l'installation RESERVOIR en cours d'achèvement a été réalisée. A la suite de cette inspection, le redémarrage de l'installation de bitumage a été autorisée par lettre du 10 février.

35

Saint-Alban
(Isère)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'inspection du 19 janvier a eu pour objet de vérifier que les engagements pris par l'exploitant à la suite des incidents significatifs ou des précédentes visites de surveillance étaient bien respectés.

Réacteur 2

Un incident est survenu le 18 février : lors du repli du chantier de préparation au départ d'un conteneur de combustible usagé du réacteur 2, un agent EDF a été contaminé.

Ce chantier est localisé dans une fosse du bâtiment combustible équipée notamment pour effectuer tous les contrôles d'étanchéité et de décontamination des conteneurs avant que ceux-ci soient déposés sur les wagons pour transport sur le réseau SNCF.

Au fond de cette fosse, l'agent a été contaminé en réalisant une opération de décontamination ne relevant pas de ses attributions et sans être équipé de la protection respiratoire individuelle ventilée requise.

Le portique de contrôle de contamination en sortie du bâtiment combustible a révélé une anomalie précisée par le service médical d'EDF comme étant une contamination interne de l'ordre de un dixième de la limite annuelle réglementaire.

Cet agent fait l'objet d'un examen quotidien sous le contrôle de l'Office pour la protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), destiné à apprécier la décroissance de la contamination.

L'inspection réalisée par l'Autorité de sûreté le samedi 20 février 1999 a permis de conclure à la mise en œuvre par EDF d'une action de décontamination sans respecter les règles requises.

Pour ces raisons, l'Autorité de sûreté a donc décidé de classer cet événement en incident significatif de niveau 0 sur l'échelle INES.

36

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

► Centrale EDF

Réacteur A1 et A2 (filrière uranium naturel-graphite-gaz)

Les travaux de mise à l'arrêt définitif se poursuivent, notamment pour le réacteur A1.

Centrale B

L'inspection du 11 janvier avait pour objet principal de faire le point sur les engagements pris par l'exploitant au travers des comptes rendus d'incidents significatifs et des réponses aux lettres de suite des inspections de 1998.



Superphénix (voir Creys-Malville)



Tricastin/Pierrelatte (Drôme)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'objectif de l'inspection inopinée du 25 février était de contrôler les engagements et les mesures correctives pris par l'exploitant pour améliorer les conditions d'entreposage des déchets produits sur le site. Les modalités d'application de ces mesures, décrites dans le plan d'action transmis par le CNPE, ont fait l'objet d'un contrôle exhaustif sur le terrain.

Réacteur 1

L'objectif de l'inspection du 8 janvier était de contrôler les chantiers

en cours dans le cadre de l'arrêt du réacteur 1 du Tricastin.

L'objet de l'inspection du 14 janvier était de suivre la mise en œuvre des deux dossiers génériques du remplacement des générateurs de vapeur et d'examiner l'organisation et la surveillance exercée par le CIG (EDF) et Framatome.

L'inspection du 26 février était consacrée à l'examen de la surveillance, par l'exploitant, des entreprises prestataires travaillant pour son compte essentiellement lors des arrêts annuels de réacteurs.

Cette inspection a montré que le mode de gestion correspondant avait nettement progressé depuis la dernière inspection sur ce thème, effectuée en 1996 : en particulier, l'exploitant sait dorénavant beaucoup mieux anticiper les prestations de ces entreprises, d'où une amélioration générale de la qualité des opérations de maintenance, essentielle pour les matériels importants pour la sûreté.

► Usine de préparation d'hexafluorure d'uranium de Comurhex

L'inspection du 21 janvier, a porté sur la formalisation ou la mise à jour par l'exploitant des procédures requises par la réglementation en matière de prévention des incendies (évaluation des potentiels calorifiques), gestion des matières nucléaires (spécifications des produits entrants), radioprotection (objectifs généraux et contrôles de contamination), essais périodiques et gestion des déchets. Une visite de la structure 2000 et de l'Aire 61 a été faite.

► Installation TUS et usine W de COGEMA

L'inspection réalisée le 11 février avait pour but de vérifier que les engagements pris par l'exploitant à la suite des visites de surveillance et des incidents significatifs survenus en 1998, avaient été respectés. Certaines vérifications ont eu lieu sur le terrain.

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

Par lettre du 25 janvier, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé l'exploitant, d'une part à transférer la table de tri et de conditionnement du Centre de traitement Sud (CTS) de l'ANDRA vers le local de contrôle recette du CTS afin d'y effectuer le reconditionnement dans des fûts combustibles d'un lot de déchets devant servir aux essais en actif de l'installation d'incinération CENTRACO, et d'autre part à effectuer la décontamination de wagons de transport d'emballages de combustibles irradiés de BNFL.

L'inspection effectuée le 28 janvier a porté sur l'application des arrêtés d'autorisation de rejet des effluents, sur la surveillance de l'environnement et la mise en œuvre des dispositions retenues pour traiter la nappe phréatique qui avait fait l'objet d'une pollution par du chrome (cf. revue Contrôle n° 122).

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

L'inspection du 7 janvier a été consacrée à l'équipe de la première intervention en cas d'incendie, aux potentiels calorifiques, aux permis de feu et à la maintenance.



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

Ensemble du site

Le 26 janvier 1999, un départ de feu s'est produit sur le site CERN (hors LEP) lors du démontage d'une partie d'un détecteur de particules composé de 80 plaques d'uranium appauvri. Cet incident n'a pas eu de conséquences pour le personnel et pour l'environnement.

Réunions techniques et inspections hors installations nucléaires

Le 6 janvier, une **visite technique** du BCCN a eu lieu à l'usine Aubert et Duval située aux Ancizes afin de vérifier les conditions de fabrication des corps des soupapes SEBIM du pressuriseur qui seront installées sur les réacteurs de Lingao 1 et 2 en Chine.

Les 13 et 14 janvier, le BCCN a réalisé une **visite technique** de l'entreprise CMI à Liège (Belgique) afin de vérifier l'application de la réglementation en vigueur sur les opérations d'envirolage et de soudage des enveloppes secondaires des générateurs de vapeur.

L'**inspection** du 18 janvier a eu pour objet de faire le point sur l'organisation que l'ANDRA a mise en place, dans le cadre de l'application de la loi du 30 décembre 1991, pour mener les études et élaborer les dossiers concernant le projet de laboratoire souterrain sur le site de Bure. L'ANDRA a présenté, à la demande des inspecteurs, l'état d'avancement du plan de développement du projet haute activité vie longue. Ce document identifie notamment la nécessité d'élaborer en 1999 une analyse phénoménologique des situations de stockage et de réaliser en 2001 une première vérification de sûreté. L'application de ce Plan de Développement a été examinée dans le cadre de la gestion des études d'hydrogéologie.

Le 21 janvier, le BCCN a organisé une **réunion technique** avec EDF et l'IPSN afin de faire le bilan du retour d'expérience des dégradations observées sur les tubes des générateurs de vapeur au cours de l'année 1998. Ces informations sont prises en compte pour établir la doctrine de contrôle et de maintenance en service de ces équipements.

Les 21 et 22 janvier le BCCN a effectué une **visite technique** dans l'usine de la société SPIE Ferrière Tuyauterie dans le nord de la France, dans le cadre du contrôle des fabrications des tuyauteries primaires destinées à la centrale de Lingao en Chine.

Le 29 janvier une **visite technique** a été réalisée chez Tectubi (Italie) pour vérifier l'application de la réglementation lors de la fabrication de pièces de rechange destinées à équiper le circuit primaire principal des réacteurs d'EDF.

Le 5 février, une **visite technique** du BCCN a été organisée à l'usine Tecphy d'Imphy pour vérifier l'aptitude de cet industriel à fournir des lingots ou des demi-produits présentant une qualité compatible avec les exigences nécessaires pour la fabrication de pièces destinées aux circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs d'EDF.

Le 9 février, le BCCN a participé à une **réunion technique** de présentation du mode de réparation d'un piquage de purge d'un générateur de vapeur de Penly 1. Cette intervention, prévue sur le site lors du prochain arrêt de ce réacteur, sera réalisée par Framatome.

Le 14 février, le BCCN a réalisé une **visite technique** à l'usine de la société Fortech à Pamiers pour vérifier les conditions d'exécution des contrôles non destructifs réalisés sur des corps de robinets Alstom Velan. Ces robinets sont destinés aux deux réacteurs chinois de Lingao. Les constats effectués lors de cette visite ont conduit à arrêter momentanément la fabrication dans l'attente de justifications complémentaires de la part du constructeur Framatome.

Le 23 février, une **réunion technique** a été organisée entre EDF, le BCCN et l'IPSN pour faire le point de l'avancement de la démarche de révision des programmes de contrôle et de maintenance des circuits primaire et secondaire principaux lancée par EDF à la demande de la DSIN.

Le 24 février, une **visite technique** s'est déroulée à l'usine Forgeval de Valenciennes dans le nord de la France pour vérifier les conditions de forgeage de pièces qui seront prochainement installées sur des organes de robinetterie des circuits primaires principaux des deux réacteurs de Lingao en Chine.

Le transport des matières radioactives

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

Requérant	Cote du certificat	Type du certificat	Date du certificat	Référence du certificat	Nature du transport
CIS Bio	F/535/X	Arrangement spécial	07/01/99	001/99	Source radioactive
Transnucléaire	F/554/X	Arrangement spécial	13/01/99	002/99	UF ₆
Transnucléaire	F/552/X	Arrangement spécial	18/01/99	003/99	Aiguilles combustibles non irradiées
Cégélec	F/556/X	Arrangement spécial	15/01/99	004/99	Source radioactive
CEA	F/557/X	Arrangement spécial	19/01/99	005/99	Effluents liquides
Transnucléaire	F/364/B (U)-85 Aa	Agrément	27/01/99	006/99	Matières radioactives solides non fissiles
Transnucléaire	F/326/B (U) F-85 Bd	Extension	05/02/99	007/99	Rebuts technologiques
ATEA	F/335/B (U)-85 Cc	Prorogation	05/02/99	008/99	Source radioactive
Transnucléaire	F/542/X	Arrangement spécial	11/02/99	009/99	Emballage vide
Transnucléaire	F/336/B (U)-85 Bc	Prorogation	12/02/99	012/99	Assemblages combustibles irradiés
CEA	F/313/B (U) F-85 Di	Extension	17/02/99	013/99	Poudres d'oxyde de plutonium et d'uranium
CEA	F/560/X	Arrangement spécial	17/02/99	014/99	Effluents liquides
Robatel	F/342/B (U) F-85 Bb	Prorogation	17/02/99	015/99	Matières radioactives solides et sources
Transnucléaire	F/290/B (U) F-85 Fh	Prorogation	26/02/99	017/99	Poudres d'oxyde de plutonium et d'uranium
BNFL et NCS	F/538/AF I	Validation	26/02/99	018/99	UF ₆

∴

- Les inspections

Cherbourg (Manche) – Société de transport Lemaréchal

L'**inspection** du 29 janvier avait pour principal objectif de contrôler l'organisation de cette société ainsi que le respect des obligations réglementaires, pour son activité de transport par route. Le contrôle d'un convoi chargé au départ de Valognes a également été réalisé.

Cherbourg (Manche) – Port maritime

L'**inspection** du 24 février, menée en coordination avec des inspecteurs de la sécurité des navires et du travail maritime, était relative au transport de déchets vitrifiés vers le Japon. Elle a été l'occasion de vérifier le dossier de transport, de contrôler, par mesure, le débit équivalent de dose au contact et à un mètre d'un colis, ainsi que de vérifier différents documents à bord du navire tels que les procédures d'arrimage, le plan de radio-

protection, les procédures d'intervention en cas d'urgence.

Genas (Rhône) – Société Robatel

Le 8 janvier, le BCCN a effectué une **visite de surveillance** dans l'usine de la société Robatel près de Lyon, pour contrôler les conditions de fabrication des trois emballages de transport de type B appelés TN/MTR commandés par la société Transnucléaire.

Golfech (Tarn-et-Garonne) – Centrale EDF

L'**inspection** du 13 janvier a eu pour objet l'examen des documents liés à l'expédition d'un emballage de transport de combustible usé.

Noisy-le-Grand (Seine-Saint-Denis) – Services centraux d'EDF (UTO)

L'**inspection** du 5 février a permis d'une part de vérifier que UTO assurait ses responsabilités de propriétaire d'emballages (type A et type IP2), d'autre part d'examiner les interfaces entre UTO et les centrales EDF pour ce qui concerne l'expédition de ces deux types de colis depuis les centrales.

Pierrelatte (Drôme) – Usine SOCATRI (traitement de surface, mécanique, maintenance)

L'**inspection** du 24 février avait pour but de vérifier l'architecture documentaire du dossier de fabrication de l'emballage COG OP 30B utilisé pour le transport de cylindres d'hexafluorure d'uranium.

Romans-sur-Isère (Drôme) – Usine FBFC (usine de fabrication de combustibles nucléaires)

L'**inspection** du 18 février a plus particulièrement porté sur l'examen des conditions d'exploitation et de maintenance des emballages GB1660A utilisés pour les transports de poudre d'oxyde d'uranium vers la Belgique.

– Les visites techniques

Du 15 au 19 février, un représentant de la DSIN a participé à une réunion d'échanges techniques entre des représentants de l'IPSN et de l'Autorité compétente japonaise, à

Tokyo. Il a été notamment discuté de l'évolution de la réglementation internationale des transports de matières radioactives, de la sûreté des colis de transport d' UF_6 , et des problèmes de contamination des convois de combustibles irradiés.

– Les incidents

Le 12 octobre 1998, trois points de contamination compris entre 6,8 et 8,4 Bq/cm² ont été détectés à la centrale de Gravelines sur un emballage de transport de combustibles irradiés vide, en provenance de La Hague.

Le 18 janvier, un point de contamination de 11 Bq/cm² a été détecté à la centrale EDF de Chinon sur un plancher de remorque non chargée, en provenance du Centre de stockage de l'Aube (CSA).

Le 12 février un point de contamination de 9,4 Bq/cm² a été détecté à Valognes sur une partie d'un wagon de transport de combustibles irradiés, accessible au cours du transport en provenance de la centrale EDF du Tricastin. Ce même jour, sur le même convoi, un point de contamination de 6 Bq/cm² a été détecté sur la lèchefrite du wagon, inaccessible au public.

Le 22 février un point de contamination de 150 Bq/cm² a été détecté au Centre de stockage de l'Aube, sur le plancher d'un surconteneur de transport contenant des fûts de déchets, en provenance de la Centrale EDF de Chinon.

– Réglementation

Par délégation du ministre de l'économie, des finances et de l'industrie et de la ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a signé l'arrêté du 27 janvier 1999 (JO du 6 février 1999) portant modification de l'arrêté du 23 novembre 1987 modifié relatif à la sécurité des navires. Cette modification concerne notamment la division 411 du règlement annexé à l'arrêté du 23 novembre 1987 modifié, afin de préciser les attributions des ministres précités concernant le contrôle des transports de matières radioactives de la classe 7 par voie maritime.

En bref... France

Réunions du Groupe permanent « réacteurs »

Le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs nucléaires (GPR) s'est réuni le 11 février, pour examiner les conditions à mettre au premier chargement du réacteur Civaux 2, puis le 18 février, pour examiner les conditions de sûreté des expériences FPT4 et FPT2 prévues dans le réacteur Phébus.

En outre, il s'est réuni le 27 janvier, avec la participation d'experts issus de son homologue allemand RSK, pour continuer l'examen de la mise sous la forme d'une directive des recommandations précédemment émises conjointement par GPR et RSK sur la sûreté des réacteurs de la prochaine génération.

Réunions au sein de la CLI de Cadarache

Une réunion de la commission « Surveillance » s'est tenue le 15 janvier pour examiner les incidents de 1998.

Deux réunions de la commission « Communication » se sont tenues les 5 et 26 février, afin de préparer le CLIC n° 6.

Réunion de la CLI de Chooz

Le 11 février, EDF a présenté aux représentants de la préfecture des Ardennes, de la DRIRE Champagne-Ardenne, de la DDASS, de la DIREN et du service de la navigation un projet de traitement des circuits de refroidissement des réacteurs B1 et B2 de la centrale de Chooz pour la prévention de la prolifération des amibes au cours de la période estivale. Ce projet comporte en particulier une évaluation des rejets en Meuse liés aux opérations envisagées.

Réunion de la CLI de Cruas

Une réunion de la Commission locale d'information s'est tenue le 11 février. Les sujets suivants ont été abordés :

- évacuations du bâtiment du réacteur 1 des 28 et 29 janvier ;

- bilan de sûreté du site pour l'année 1998 ;
- bilan de l'Autorité de sûreté pour 1998 ;
- renouvellement des autorisations de prise et de rejet d'eau ;
- principales conclusions de l'exercice de crise du 14 octobre 1997 ;
- bilan de la distribution des pastilles d'iode ;
- modalités de fonctionnement de la CLI.

Réunion de la CLS de Fessenheim

Une réunion de la Commission locale de surveillance s'est tenue le 23 février. Les sujets suivants ont été abordés :

- point sur la situation des réacteur 1 et 2 ;
- bilan de l'activité de surveillance de la DRIRE sur le CNPE en 1998 ;
- désignation d'experts dans le cadre de la deuxième visite décennale ;
- point sur les incidents récents (soufflets du circuit d'aspersion de l'enceinte, seuil du d'alarme niveau des accumulateurs RIS, présence de tritium dans la nappe) ;
- information sur le suivi du vieillissement de la cuve.

Réunion de la CLI du Gard (Marcoule)

Une réunion s'est tenue le 27 janvier au bureau de la CLI du Gard. Les points suivants ont été abordés : thèse de Madame Colonna (évaluation des risques dus aux pollutions diffuses, participation de la DRIRE), lettre de la CLI (sujets pour les 4 prochains numéros), présentation du rapport du Haut Commissaire à l'énergie atomique sur la contamination radioactive et chimique des sites comportant des INBS et projet de colloque pour l'an 2000.

Réunion de la CLI de Golfech

La réunion de la Commission locale d'information « suivi de la centrale », qui s'est tenue le 14 janvier à Golfech, a été consacrée au bilan des effluents radioactifs et conventionnels produits par la centrale en 1997 et 1998. Le dossier « amibes » a également été évoqué à cette occasion.

Réunion de la CLI de Gravelines

La sous-commission « sécurité des populations » de la CLI de Gravelines s'est réunie le 21 janvier. Elle a permis d'aborder le « rôle du maire face au risque nucléaire » et d'initier une réflexion plus générale sur l'ensemble des points qui posent problème actuellement dans la gestion d'une crise (moyens d'alerte, distribution à chaud des comprimés d'iode, prise en compte des particularités de chaque commune...).

Instance locale de concertation et d'information (ILCI) de Haute-Marne

Le préfet de Haute-Marne a réuni le 9 février le bureau de l'ILCI. Les travaux ont porté sur le bilan des actions d'accompagnement économiques du projet de laboratoire souterrain et sur la poursuite des actions de l'Instance locale, pour l'information du public et des membres de l'instance.

Réunion du bureau de la CLI de Paluel/Penly

Le bureau de la Commission locale d'information sur les centrales nucléaires de Paluel et Penly s'est réuni le 26 janvier. L'ordre du jour était le suivant :

- sommaire de la lettre d'information n° 3 ;
- préparation du colloque prévu le 29 avril 1999 ;
- budget 1999 ;
- site Internet « nucléo-infos ».



Centrale de Paluel

Réunion de la CLI de Saclay

Une Commission locale d'information a été créée par arrêté du président du conseil général de l'Essonne le 29 décembre 1998. La

première réunion a eu lieu le 3 février sur le centre de Saclay du CEA.

Lors de cette réunion, le cadre des activités de la CLI a été défini : deux réunions plénières se tiendront par an et six groupes de travail sont créés sur les thèmes suivants :

- 1 – surveillance permanente du Bouchet ;
- 2 – impact des nouveaux textes réglementaires relatifs à l'eau ;
- 3 – hydrogéologie du plateau de Saclay ;
- 4 – activité de base du CEA-Saclay ;
- 5 – traitement et gestion des déchets et effluents du CEA-Saclay ;
- 6 – information et communication.

Fin décembre 1998, la CRII-RAD a émis des observations sur la pollution de l'environnement par des activités du CEA-Saclay. Une enquête administrative est en cours.

Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pressions

Lors de sa séance du 28 janvier, la SPN a examiné les points suivants :

- les conditions de réépreuve de générateurs de vapeur du réacteur Phénix et les mesures compensatoires prévues par l'exploitant pour pallier l'absence de visite interne ;
- le bilan de la fabrication et de la visite complète initiale du circuit primaire principal ainsi que celui de la fabrication et du contrôle point zéro du circuit secondaire principal du réacteur Civaux 2 ;
- le comportement du circuit secondaire principal sur le palier N4 en cas de débordement de la partie secondaire des générateurs de vapeur consécutif à une rupture de tube dans ces appareils.

Enfin, elle a commencé l'examen du dossier relatif à la résistance à la rupture brutale des chaudières du palier N4, examen qui sera poursuivi lors de la prochaine séance. Ce dossier « rupture brutale » constitue une vérification de la résistance des circuits de la chaudière aux sollicitations de conception en présence de défauts hypothétiques. Cette vérification constitue un complément par rapport à la démarche de prévention de la rupture brutale qui est exigée par l'arrêté du 26 février 1974 (choix des matériaux, adéquation des procédés de fabrication, etc.). Ce complément permettra notamment de mieux adapter les dispositions de suivi et de contrôle à la sensibilité des différentes zones de la chaudière vis-à-vis de la rupture brutale.

Edition d'une étude sur le démantèlement des installations nucléaires

Les Presses de l'École des Mines annoncent la parution de :

Le démantèlement des installations nucléaires

Contexte et enjeux technico-économiques en France, en Allemagne et aux Etats-Unis.

par Sophie Rémond, Jérôme Gosset et Roland Masson

Préface de Christian Bataille, député du Nord

A l'aube du XXI^e siècle, la première génération d'installations nucléaires arrive en fin de vie. Un nombre grandissant d'entre elles sont mises à l'arrêt aussi bien en France que dans les principaux pays industrialisés.

Quel est le devenir de ces centrales, usines et laboratoires ? Quelles solutions existent pour les démanteler ? Que faire alors des déchets ? Est-il possible de conserver ces installations en l'état de façon sûre ? Quel est l'impact radiologique des diverses voies envisageables ? Qui supporte le coût de gestion de ces installations à l'arrêt ? A qui en incombe d'ailleurs la responsabilité ? Comment se

mettent en place en France les solutions à ce problème complexe ?

Voici là quelques-unes des questions auxquelles ce livre apporte des éléments de réponse. Grâce à une étude comparative des situations en France, en Allemagne et aux États-Unis, il met à la portée de tous les éléments de réflexions indispensables à un large débat.

Jérôme Gosset, Roland Masson et Sophie Rémond sont ingénieurs des mines. Ce mémoire a été réalisé lors de leur troisième année de formation à l'École des Mines de Paris, à la demande de la direction de la sûreté des installations nucléaires.



Relations internationales

INRA (Association internationale des responsables des Autorités de sûreté nucléaires)

L'INRA a tenu sa quatrième réunion à Arlington (Texas) les 21 et 22 janvier. Celle-ci a été consacrée à des discussions informelles sur quelques concepts tel que l'indépendance des Autorités de sûreté et le processus de contrôle réglementaire.

Création de WENRA (Association des Autorités de sûreté de pays d'Europe de l'Ouest)

Les plus hauts responsables des Autorités de sûreté d'Allemagne, Belgique, Espagne, Finlande, France, Italie, Pays-Bas, Suède et Royaume-Uni se sont réunis les 4 et 5 février 1999 à Londres pour créer (voir encadré) l'Association des Autorités de sûreté des pays

4 février 1999

Création de l'Association des Autorités de sûreté des pays d'Europe de l'Ouest

1. Nous, responsables des Autorités de sûreté des pays d'Europe de l'Ouest ayant des réacteurs électronucléaires :

- reconnaissant le besoin d'intensifier la coopération entre nous ;
- soulignant l'importance du statut d'indépendance des Autorités de sûreté ;

avons décidé de créer l'Association des Autorités de sûreté des pays d'Europe de l'Ouest.

2. L'Association a pour objectifs :

- de développer une approche commune en matière de sûreté nucléaire et de sa réglementation, en particulier au sein de l'Union européenne ;
- de procurer à l'Union européenne une capacité indépendante pour examiner les problèmes de sûreté nucléaire et de sa réglementation dans les pays candidats à l'Union ;
- d'évaluer et de mettre en œuvre une approche commune pour les problèmes survenant dans le domaine de la sûreté nucléaire et de sa réglementation.

3. L'Association tiendra informés de ses activités les Institutions de l'Union européenne et ses États membres.

4. L'Association est prête à examiner les demandes d'avis que ces Institutions et États membres pourraient lui formuler en matière de sûreté nucléaire et de sa réglementation.

5. L'Association s'attachera à procurer à ses collègues d'autres États membres de l'Union la possibilité de participer à ses travaux.

6. L'Association rencontrera en tant que de besoin d'autres Autorités de réglementation pour discuter avec elles de problèmes spécifiques.

Signé :

*J.P. Samain
Directeur général
AFCN, Belgique*

*J. Laaksonen
Directeur général
STUK, Finlande*

*A.-C. Lacoste
Directeur
DSIN, France*

*W. Renneberg
Directeur général
BMU, Allemagne*

*G. Grossi
Directeur
ANPA, Italie*

*R.J. van Santen
Directeur
KFD, Pays-Bas*

*J.M. Kindelan
Président
CSN, Espagne*

*L. Högberg
Directeur général
SKI, Suède*

*S. Prêtre
Directeur
HSK, Suisse*

*L. Williams
Inspecteur en chef
HSE, Royaume-Uni*

d'Europe de l'Ouest (en anglais : Western European Nuclear Regulators Association, WENRA). La Suisse a accepté de rejoindre l'Association mais n'a pas pu être présente à cette réunion. Le Directeur de la sûreté des installations nucléaires a été élu président de l'Association pour une durée de deux ans.

Un premier objectif que se sont fixés les membres de WENRA est de produire un rapport sur la sûreté nucléaire dans les pays candidats à l'adhésion à l'Union européenne ayant au moins un réacteur électronucléaire. Ce rapport, dont la rédaction sera terminée en mars 1999, sera mis à la disposition des institutions de l'Union européenne.

Les membres de WENRA ont affirmé leur intention de développer une approche commune en matière de sûreté nucléaire et de produire des normes européennes de sûreté nucléaire pour les réacteurs, les déchets nucléaires et les transports. Une première phase du travail en commun consistera à déterminer une méthodologie de travail.

Groupe CONCERT

Le groupe CONCERT, qui comprend les Autorités de sûreté des pays de l'Union européenne et celles des pays d'Europe de l'Est, s'est réuni les 14 et 15 janvier à Bruxelles. Une part importante de la réunion a été consacrée à des échanges sur les actions des Autorités de sûreté dans le domaine de la crise et celui des évaluations de sûreté en profondeur des installations nucléaires.

Commission européenne

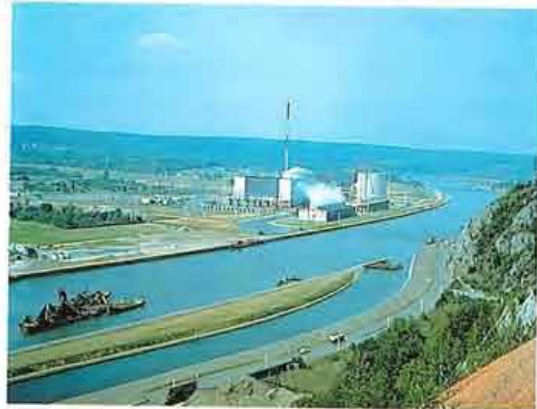
Un représentant de la DSIN a participé les 26 et 27 janvier à Bruxelles à une réunion du groupe informel mis en place par la Commission pour favoriser le dialogue entre les Autorités de sûreté des États membres de l'Union chargées du contrôle des déchets nucléaires.

AEN

Un représentant de la DSIN a participé du 8 au 10 février à Ottawa à un atelier destiné à échanger des informations sur la préparation et les actions entreprises pour permettre aux installations nucléaires de passer le cap de l'an 2000. Cet atelier réunissait des représentants des exploitants et des Autorités de sûreté.

Belgique

Un inspecteur de la DRIRE Champagne-Ardenne a participé le 12 février à une inspection du réacteur numéro 1 de la centrale de Tihange, en accompagnant les inspecteurs de l'Autorité de sûreté nucléaire belge.



Centrale de Tihange (Belgique)

Chine

Dans le cadre des accords existant entre la DSIN et son homologue chinois, l'Administration nationale pour la sûreté nucléaire (ANSN), et entre l'IPSN et l'ANSN, une délégation chinoise composée d'une personne de l'ANSN et d'une personne du NSC (National Safety Centre, appui technique de l'Autorité de sûreté chinoise) a effectué une visite technique pour s'informer des pratiques françaises dans le domaine du retour d'expérience du fonctionnement des installations nucléaires. En complément des présentations de la DSIN, de la DIN Centre, de l'IPSN, de COGEMA et d'EDF, la délégation chinoise a visité les centrales de Saint-Laurent-des-Eaux et du Tricastin.

Un représentant de la DSIN a également rencontré le conseiller scientifique près de l'Ambassade de Chine en France et son premier secrétaire chargé des affaires nucléaires. Cette rencontre devrait permettre d'augmenter l'efficacité des échanges entre les deux Autorités de sûreté.

Espagne/Grande-Bretagne

Des représentants de la DSIN ainsi qu'un expert de l'IPSN se sont rendus les 24 et 25 février à Vaudellos en Espagne pour des discussions techniques avec des représentants de l'Autorité de sûreté espagnole, le CSN, et l'Autorité de sûreté britannique, le NII, sur

la question de la gestion des déchets de graphite qui proviennent notamment de l'exploitation de réacteurs de la filière uranium naturel-graphite-gaz.

Une visite du réacteur UNGG de Vaudellos en cours de démantèlement a complété cette rencontre.

Inde

Un représentant de la DSIN a participé du 11 au 13 janvier à une mission française en Inde pour examiner les sujets d'échange possibles dans le domaine de la sûreté nucléaire. L'Autorité de sûreté indienne, qui a participé à ces échanges, a suggéré plusieurs sujets dans le domaine réglementaire.

Russie

Un représentant de la DSIN a participé du 18 au 22 janvier à la réunion du groupe de travail sur l'élaboration d'une base de donnée des textes réglementaires russes. Cette réunion était organisée à Liverpool par l'Autorité de sûreté du Royaume-Uni qui participe à ce projet avec la France, la Finlande et l'Allemagne, pilote du projet dans le cadre du programme RAMG d'assistance à l'Autorité de sûreté russe. Les principaux textes réglementaires servant de base au contrôle de la sûreté nucléaire en Russie seront bientôt accessibles en russe et en

anglais sur un cédérom doté d'un système de recherche automatique des éléments de texte.

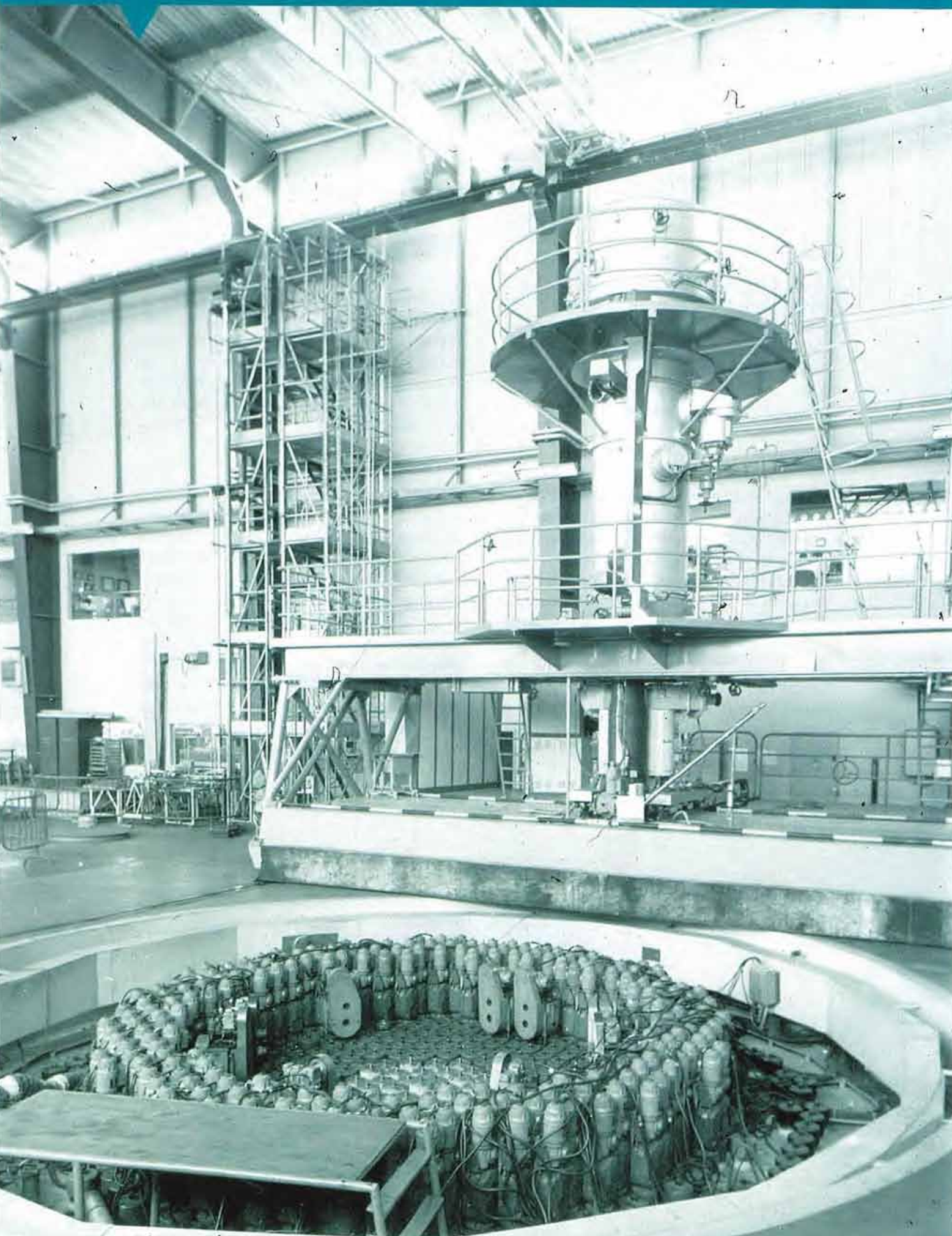
Slovénie

Le 8 janvier, un représentant de la DSIN a accompagné sur le site du Tricastin une délégation d'inspecteurs slovènes venue observer sur le terrain les procédures d'inspection associées au remplacement des générateurs de vapeur. Cette visite s'inscrit dans le cadre du programme de l'AIEA pour lequel la DSIN, le BCCN et l'IPSN ont aidé l'Autorité de sûreté slovène à formuler ses exigences vis-à-vis de l'exploitant, en vue d'autoriser le remplacement des générateurs de vapeur de la centrale de Krsko.

Ukraine

La DSIN a organisé à Bruxelles le 13 janvier la deuxième réunion du SAG (Senior Advisory Group) destiné à assurer une concertation entre des conseillers des chefs des Autorités de sûreté d'Allemagne, d'Espagne, de France et du Royaume Uni, et les plus hautes instances de l'Autorité de sûreté ukrainienne, afin d'aider cette dernière à renforcer ses structures et son action. Le chef de l'Autorité ukrainienne s'est déclaré satisfait des échanges très ouverts institués par ce groupe et des avis dont il peut profiter.





Réacteur CÉSAR
sur le site du CEA à Cadarache

Les réacteurs expérimentaux et de recherche

Sommaire

- **Avant-propos**
par André-Claude Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires – DSIN
- **Les réacteurs de recherche en France**
par Loïck Martin-Deidier, Chef de Département, CEA/Cadarache
- **Les réacteurs de recherche et d'expérimentation : un outil pour la recherche**
par François Jacq, Directeur du Département Energie, Transports, Environnement et Ressources naturelles – Direction de la technologie
Ministère de l'éducation nationale, de la recherche et de la technologie
 - PHÉBUS : L'installation, les expériences
par Maurice Haessler, IPSN/DRS, Chef du Service d'Expérimentation des Accidents
Chef de l'installation Phébus
 - Les programmes expérimentaux dans le réacteur MASURCA
par Jacques Taxy, CEA/DRN, Chef du Service de Physique Expérimentale, Chef de l'INB n° 39 – MASURCA
- **PHÉNIX, un outil pour la transmutation**
par Jean-François Sauvage, chef adjoint de la centrale Phénix
 - Expériences Capra et Spin
par Jacques Rouault, CEA – Chef du Service d'Etudes et de Simulation du comportement du Combustible
- **Le projet de réacteur RJH**
par S. Frachet, et A. Ballagny – CEA/DRN
- **Les réacteurs de recherche dans le monde**
par Hassan Abou Yehia, adjoint au chef du service d'évaluation des réacteurs refroidis au gaz, à neutrons rapides, d'expérimentation et de propulsion navale, IPSN
- **Le Réacteur à Haut Flux de Petten (Pays-Bas) – Des différences essentiellement culturelles**
par Joël Guidez, Chef du réacteur Osiris de 1992 à 1997, détaché du CEA à la Commission européenne, et chef du réacteur HFR depuis août 1997
- **Les principaux types de réacteurs de recherche en France et les critères de sûreté associés**
par Hassan Abou Yehia, adjoint au chef du service d'évaluation des réacteurs refroidis au gaz, à neutrons rapides, d'expérimentation et de propulsion navale, IPSN
 - Quelques accidents graves survenus dans le passé
- **Les axes de réflexion de l'Autorité de sûreté pour les prochaines années**
par Pascal Guillaud, DSIN, Chargé d'affaires à la sous-direction « recherche, déchets, démantèlement »
- **Comment concilier liberté de recherche et sûreté**
par Monique Séné, Chercheur honoraire au CNRS, présidente du GSIEN
- **L'exil du citoyen et de la demande sociale**
par Jean-François Weil, Délégué de l'Association pour la Recherche et l'Information Indépendante sur la radioactivité (APRII-RAD) – Provence – Alpes du Sud

Avant-propos

Dans la presse, lorsque l'on aborde le domaine nucléaire, ce sont surtout les questions touchant aux centrales productrices d'électricité et exploitées par EDF, ou touchant aux déchets radioactifs ou aux transports, qui sont abordées. Il est plus rarement question des réacteurs expérimentaux et de recherche.

Pourtant, de telles installations existent en nombre en France, exploitées, pour la plupart d'entre elles, par le Commissariat à l'énergie atomique. Elles ont joué et jouent encore un rôle capital dans le développement de l'industrie nucléaire. En effet, c'est grâce à des réacteurs expérimentaux que les études neutroniques des cœurs des réacteurs électrogènes ont pu être validées, que le comportement sous flux des matériaux et des combustibles a pu être étudié, que les premières équipes d'exploitation ont pu être formées et que des améliorations seront encore apportées à la sûreté des réacteurs de puissance. Une autre fonction leur a été confiée avec l'axe 1 de la loi du 30 décembre 1991, qui concerne l'étude de la transmutation des déchets radioactifs. Les réacteurs expérimentaux et de recherche jouent un rôle très important, enfin, dans des domaines comme la recherche fondamentale, l'industrie, sans oublier leur grand intérêt pour la santé : production de radio-isotopes pour la médecine, traitement de tumeurs du cerveau.

Dans le monde, on compte environ 250 réacteurs en service. Alors que les pays émergents désireux de se doter d'une industrie nucléaire civile ou militaire construisent de nouveaux réacteurs expérimentaux à caractère plutôt polyvalent,

on assiste, dans les pays où l'industrie nucléaire est en voie de stabilisation, à une rationalisation et à une spécialisation, comme dans le cas du projet français pour l'irradiation décrit dans le dossier, et à une internationalisation des programmes et des outils. En effet, le coût important de construction, de fonctionnement et d'entretien des réacteurs expérimentaux rend nécessaire l'implication de partenaires étrangers dans le lancement de nouveaux programmes de recherche. Le financement international des programmes menés sur Cabri et Phébus illustre cette tendance.

L'utilité de ces installations ne doit cependant pas faire oublier qu'elles présentent aussi des risques, même si les matières dangereuses présentes, telles que les matières fissiles que l'on trouve dans la constitution des cœurs de réacteurs, sont en quantité modeste, et même si les accidents arrivés en France sur ces installations n'ont pas eu de conséquences importantes pour l'environnement. En effet, la diversité des modèles de réacteurs et des expériences qui y sont pratiquées nécessite une attention renforcée de la part de l'Autorité de sûreté pour prendre en compte des risques parfois différents de ceux habituellement rencontrés sur des installations nucléaires destinées à la production, notamment pour les expérimentateurs qui sont les plus exposés, comme le rappelle le dossier qui cite quelques cas d'accidents graves de personnes survenus dans le passé.

Les pages qui suivent illustrent quelques-unes des facettes de ce riche et intéressant domaine d'activité.

Les réacteurs de recherche en France

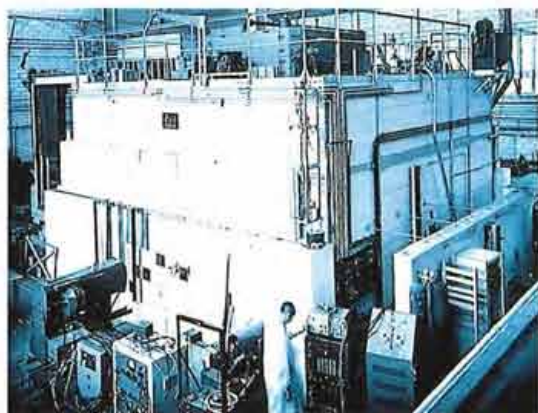
par Loïck Martin-Deidier, Chef de Département, CEA/Cadarache

En 1948, naît la première pile atomique française

Dès le lancement, à la fin de la seconde guerre mondiale, des premiers programmes de recherche pour l'application de l'énergie nucléaire à des fins civiles et militaires, les physiciens français avaient conscience qu'ils ne pourraient pas avancer sans disposer d'un réacteur de recherche permettant, d'une part, de comprendre et maîtriser les phénomènes physiques qui régissent le comportement des neutrons et des matériaux sous irradiation, et d'autre part, de produire en quantité significative les éléments radioactifs nécessaires à leur recherche. C'est ainsi que le 15 décembre 1948 divergeait à Fontenay-aux-Roses la première pile atomique française ZOÉ.

D'une puissance qui allait atteindre progressivement 150 kWth, ZOÉ partageait ses jours entre des périodes de fonctionnement à forte puissance pour les études d'irradiation de matériaux et la production de radionucléides, et des périodes de fonctionnement à très faible puissance pour permettre aux physiciens de mesurer les propriétés neutroniques des matériaux constitutifs des « piles » de l'époque (graphite, absorbants de contrôle, matériaux de structure...).

C'est ainsi que très vite apparut la nécessité de disposer d'outils spécialisés en fonction des applications auxquelles on les destinait :



Réacteur ZOÉ sur le site de Fontenay-aux-Roses

– maquettes critiques pour les études neutroniques, caractérisées par une grande souplesse d'exploitation, des facilités d'accès pour les mesures, l'évolutivité de leur géométrie et une puissance quasi nulle de façon à éviter les contraintes d'activation des structures et l'usure du combustible ;

– réacteurs d'irradiation, de puissance significative (quelques dizaines de MWth), destinés aux études des effets de l'irradiation sur les combustibles nucléaires et les matériaux de structure ainsi qu'à la production de radioéléments pour la médecine et l'industrie. Très rapidement, la conception de ces réacteurs converge vers le type « piscine » permettant de concilier refroidissement du cœur et souplesse d'exploitation et d'expérimentation ;

– réacteurs d'essais de sûreté permettant l'étude des conséquences de situations accidentelles vis-à-vis des éléments combustibles et du relâchement des radionucléides. Afin de pouvoir simuler ces situations, c'est dès le départ le concept de cœur couplé, permettant de déposer sur l'élément expérimental une quantité d'énergie élevée, qui deviendra la référence.

Les années 50 : développement des filières

Dans les années 50, les principales préoccupations des physiciens du Commissariat à l'Énergie Atomique étaient orientées dans 3 directions :

– améliorer la connaissance des données nucléaires pour la filière des réacteurs à uranium naturel (avec modérateur eau lourde ou graphite), seule filière industrielle accessible au pays tant que nous ne disposerions pas des capacités d'enrichissement de l'uranium permettant de « détendre » le bilan en réactivité des cœurs. C'était le but principal des mesures de réactivité et des études de réseaux effectuées sur les réacteurs ZOÉ à Fontenay et AQUILON à Saclay ;

– développer au plus vite un type de réacteur apte à propulser nos sous-marins nucléaires.

Ce fut également l'objectif d'AQUILON tout d'abord et, à partir de 1959, de l'expérience critique ALIZÉE à Saclay ;

– débiter les études d'une filière de réacteurs de type « homogène » qui apparaissait à l'époque comme une des solutions les plus prometteuses, en particulier vis-à-vis du problème du retraitement des combustibles. C'était l'objectif des expériences sur PROSERPINE qui a divergé en mars 1958 à Saclay.

Parallèlement, les premiers réacteurs d'irradiation et de recherche technologique voyaient le jour à Saclay avec EL2 (2,5 MWth) en 1952, suivi d'EL3 (18 MWth) en 1957. Tous les deux s'appuyaient sur une conception de cœur à uranium très faiblement enrichi modéré à l'eau lourde.

Durant cette même période, on ne peut oublier les trois réacteurs UNGG de Marcoule : G1 (divergence en 1956), G2 (1958) et G3 (1959), qui, bien que dévolus à une double mission de production d'électricité et de plutonium, se sont révélés des outils indispensables pour le développement et la qualification des combustibles des futurs réacteurs EDF de la filière.

Cette époque est également celle des grandes idées futuristes, avec par exemple l'avion et la locomotive atomiques qui nécessitaient la réalisation d'un cœur compact dont les premiers concepts étaient étudiés dans l'expérience critique RUBÉOLE, avec son modérateur en oxyde de béryllium.

La fin des années 50 constitue un tournant pour nos physiciens qui se rendent compte que l'optimisation des performances neutroniques des réacteurs impose d'abandonner des formulations simplifiées du type de la fameuse formule des 4 facteurs ($K_{\infty} = \epsilon \eta \rho f$) et de s'appuyer directement sur les vrais paramètres de base que sont les sections efficaces. C'est ainsi que fut décidée la construction de la pile MINERVE qui divergea en 1959 à Fontenay-aux-Roses et dont l'objectif était la mesure des paramètres neutroniques (indices de spectre, intégrales de résonance, effets de réactivité) grâce à ces techniques expérimentales désormais bien connues que sont les chambres à fission miniatures, les détecteurs par activation et la méthode des oscillations.

La riche époque des années 60

La première partie des années 60 constitue la grande époque française de construction des réacteurs expérimentaux et des expériences critiques. En effet, ces années se situent à la jonction d'une période de besoins très importants avec les développements conjoints de plusieurs filières de réacteurs industriels (UNGG, réacteurs à eau lourde, RNR, réacteurs à eau légère pour la propulsion navale), et d'une période où les moyens de calcul et les développements de méthodes étaient encore insuffisants et nécessitaient la réalisation de maquettes critiques très proches des cœurs de réacteurs industriels. C'est ainsi qu'entre 1960 et 1965 virent le jour MARIUS et CÉSAR pour la filière graphite-gaz, HARMONIE et MASURCA pour les neutrons rapides, ÉOLE pour les réacteurs à eau lourde, AZUR pour les réacteurs de propulsion navale.



Vue du cœur du réacteur Éole sur le site du CEA à Cadarache

A ces réalisations, il faut également ajouter les maquettes critiques destinées à valider les cœurs de nos réacteurs d'irradiation, comme PEGGY pour PÉGASE, SILOETTE pour SILOÉ, ISIS pour OSIRIS, ainsi que d'autres réalisations plus spécifiques telles que ALECTO à Saclay pour les premières études de criticité, RACHEL à Valduc, expérience critique à neutrons rapides avec des objectifs très militaires, NÉRÉIDE pour les études de protection à Fontenay-aux-Roses et enfin ULYSSE à Saclay à des fins d'enseignement.

La divergence de MASURCA en 1966 a marqué la fin de cette grande époque de construction de maquettes critiques, et ceci, en grande partie, parce que le développement des codes de calcul et la qualification

des méthodes rendaient désormais possible l'extrapolation des résultats obtenus sur des réseaux de petites tailles à la prédiction des caractéristiques neutroniques des cœurs de réacteurs de puissance.

Du point de vue des réacteurs d'irradiation, la mise à disposition par les Etats-Unis dès la fin des années 50 d'uranium fortement enrichi à plus de 90 % en ^{235}U va permettre de pallier la grande faiblesse des réacteurs à eau lourde dont le niveau de flux en neutrons rapides s'avérait insuffisant pour étudier les dommages sur les matériaux de structure. C'est ainsi qu'apparaissent, sur le modèle américain, les premiers réacteurs de recherche très compacts et très souples de type piscine. Ce fut tout d'abord MÉLUSINE (8 MWth) en 1958 à Grenoble, puis TRITON (6,5 MWth) en 1959 à Fontenay-aux-Roses.

L'explosion des besoins d'irradiation conduit alors au lancement de 3 réacteurs piscines de conception purement française et de puissance significativement plus élevée : PÉGASE (30 MWth) qui a divergé en 1963 à Cadarache avec pour objectif le test en vraie grandeur des éléments combustibles des réacteurs UNGG, SILOÉ (35 MWth) dont la divergence a eu lieu la même année sur le site de Grenoble et qui s'est révélé grâce à ses moyens lourds associés (cellules de démantèlement, labo chaud), jusqu'à son arrêt à la fin de 1997, un outil remarquable pour l'étude des propriétés des combustibles sous irradiation, OSIRIS enfin (70 MWth), qui a démarré en 1966 à Saclay, toujours en fonctionnement aujourd'hui, et qui restera l'outil de base pour le développement des combustibles des réacteurs à eau sous pression du parc EDF jusqu'au démarrage du RJH à l'horizon 2006.

Cette période voit également le démarrage, la même année 1963 à Cadarache, de deux nouveaux outils qui tiendront une place très importante dans la recherche française sur les réacteurs. Tout d'abord RAPSODIE (25 puis 40 MWth), premier réacteur de recherche à neutrons rapides utilisant du combustible au plutonium et le sodium liquide comme réfrigérant ; puis, en fin d'année, CABRI (42 MWth) premier réacteur dédié aux essais de sûreté (pour les accidents de refroidissement des RNR au départ et les accidents de réactivité des REP ensuite).

De 1970 à nos jours : un ralentissement des constructions mais encore de grandes réalisations

Les années 70 voient les dernières constructions de réacteurs expérimentaux du XX^e siècle avec 3 réalisations de taille significative et dont l'apport scientifique et technique s'avérera déterminant dans les 3 domaines suivants :

- dans celui des études sur les neutrons rapides, PHÉNIX (500 MWth) qui diverge en 1973 à Marcoule et qui reste aujourd'hui (et jusqu'à son arrêt programmé en 2004) l'outil de base pour tous les essais d'irradiation dans ce type de spectre ;
- dans le domaine de la sûreté, PHÉBUS (40 MWth), qui démarre en 1978 sur le site de Cadarache, et qui constitue aujourd'hui l'outil de référence mondial pour les études d'accident de refroidissement des REP avec fusion du combustible et simulation du relâchement des produits de fission dans le cœur et l'enceinte (cf. encadré) ;
- dans le domaine des réacteurs de propulsion navale, la CAP (Chaudière Avancée Prototype), avec une divergence en 1978, qui assure la qualification technologique de tous les combustibles des réacteurs embarqués de notre marine nationale.

Aujourd'hui, si l'on excepte OSIRIS à Saclay et PHÉNIX à Marcoule, c'est désormais à Cadarache que sont concentrés l'ensemble des réacteurs de recherche français.

Dans le domaine des expériences critiques, les études actuelles et celles des années à venir sont essentiellement concentrées autour des grands problèmes de l'aval du cycle du combustible : sur ÉOLE, installation principalement dédiée aux recherches pour la filière des réacteurs à eau légère, étude au sein du programme MISTRAL (en collaboration avec les Japonais) de la physique des combustibles MOX dans le cadre du recyclage du plutonium ;

- sur MASURCA, destiné aux études dans les spectres à neutrons rapides, étude de la transmutation des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue, en particulier autour du concept de système hybride associant accélérateur de particules et assemblage sous-critique (programmes COSMO et MUSE – cf. encadré) ;

– sur MINERVE, spécialisé dans la détermination des paramètres neutroniques de base grâce à ses dispositifs expérimentaux de grande précision, mesure, dans le cadre des programmes CREDIT BURN-UP puis OSMOSE, des caractéristiques neutroniques des produits de fission et des actinides mineurs dans des conditions représentatives des usines et des équipements de l'aval du cycle afin d'en améliorer la sûreté et les performances.

Dans le domaine des études de sûreté, PHÉBUS, CABRI et SCARABÉE (cette dernière installation étant venu s'associer à CABRI à partir de 1976 pour renforcer le potentiel d'expérimentation en sûreté des RNR) se partagent les essais dans le double but d'améliorer la qualification des modèles de prédiction des conséquences en situations accidentelles et de valider en conditions extrêmes les nouveaux combustibles aux performances accrues développés pour les réacteurs électrogènes du parc.

Enfin, dans le domaine de la qualification technologique des combustibles, deux nou-

veaux réacteurs sont programmés sur le site de Cadarache pour relayer à partir de 2006 OSIRIS et la CAP : ce sont, d'une part, le RJH (Réacteur Jules Horowitz) destiné aux études des futurs combustibles des réacteurs civils et qui fait l'objet d'un article de cette revue, et d'autre part, le RES (Réacteur d'Essais) pour la propulsion navale qui aura pour mission la formation des équipages et le développement des combustibles des bâtiments de nouvelle génération.

Je ne voudrais pas finir cet article sans mentionner le rôle indispensable, en tant que sources intenses de neutrons, des réacteurs expérimentaux pour les recherches à caractère fondamental dans le domaine de la physique, et plus particulièrement de la structure de la matière condensée. C'est la vocation des réacteurs ORPHEE (14 MWth) à Saclay et RHF (Réacteur à Haut Flux – 58 MWth) de l'Institut LAUE-LANGEVIN à Grenoble, qui figurent encore aujourd'hui parmi les outils les plus performants au monde.

Les réacteurs de recherche et d'expérimentation : un outil pour la recherche

par **François Jacq**, Directeur du Département Energie, Transports, Environnement et Ressources naturelles – Direction de la technologie
Ministère de l'éducation nationale, de la recherche et de la technologie

Depuis les débuts des premiers réacteurs atomiques, les applications de ces derniers se sont considérablement développées : production d'électricité au moyen de filières « classiques » comme les réacteurs à eau sous pression, utilisation des neutrons produits comme sonde de la matière à l'instar du rayonnement synchrotron, recherche de nouvelles filières, par exemple en vue d'apporter des solutions à la gestion des déchets radioactifs. Les réacteurs nucléaires expérimentaux constituent donc des équipements indispensables à la recherche scientifique et technologique et à l'accompagnement de l'exploitation du parc de production nucléaire.

Ce sont des équipements coûteux : leur coût de construction se situe entre 1 et 5 milliards de francs, et leur coût d'exploitation autour de 100 MF par an. Ils ont une durée de vie se comptant en décennies. L'ampleur des investissements que nécessitent ces réacteurs appelle donc une programmation qui permette une optimisation des ressources nationales et européennes, en réduisant les coûts induits et en tirant le meilleur parti des coopérations avec nos voisins intéressés. Ces préoccupations appellent :

- une analyse stratégique des besoins scientifiques et technologiques sur une longue période ;
- une large ouverture des installations à l'international pour mutualiser les dépenses ;
- des modes de financement adaptés.

Après les premières décennies de l'ère nucléaire qui ont vu des réacteurs à usage multiple, la tendance plus récente est d'optimiser ces équipements en les spécialisant. Ils rentrent dans trois catégories principales :

- les réacteurs sources de faisceaux de neutrons à finalité scientifique ;

- les réacteurs d'irradiation technologique¹ ;
- les réacteurs prototypes ou démonstrateurs de filière².

1. Les réacteurs sources de faisceaux de neutrons à finalité scientifique

Ces réacteurs sont des générateurs de faisceaux de neutrons avec des caractéristiques d'énergie bien précises, obtenues par thermalisation. Le neutron est utilisé comme sonde de la matière et le champ d'application couvert est très vaste : études des structures ordonnées et cristallographie, matière molle, métallurgie, milieux désordonnés...

Bien qu'il existe des réacteurs anciens à usage multiple, les meilleurs résultats sont atteints avec des réacteurs spécialisés réservés à la production de faisceaux sortis. Le mode d'utilisation principal est l'interaction des neutrons avec la matière dans des modes tels que la diffraction, la diffusion aux petits angles et la réflectométrie. Le réacteur est donc entouré d'un ensemble expérimental complexe. La complexité de ces appareillages conduit le plus souvent à associer au réacteur un laboratoire avec des rôles multiples : mission de service pour la communauté scientifique, incluant la formation, programme de développement d'instrumentation et programme propre de recherche.

Moins de vingt réacteurs de ce type sont actuellement en service dans le monde, dont deux sur le sol français : le Réacteur à Haut Flux (RHF) à Grenoble géré par une institution internationale (Institut Laue-Langevin, ILL), et le réacteur ORPHÉE de flux moyen à Saclay, associé au laboratoire CEA-CNRS Léon

1. S'y rattachent les réacteurs de simulation d'accident utilisés pour les études de sûreté.

2. S'y rattachent les assemblages critiques à puissance nulle.



Réacteur Orphée – le bal des guides de neutrons, sur le site de Saclay

Brillouin. Le RHF est considéré comme la première source de neutrons du monde. L'Europe abrite par ailleurs six autres installations, dont trois en Allemagne. Ces machines sont anciennes, mais ont été modernisées. De plus, un nouveau réacteur est en construction à Munich dont la divergence est a priori prévue en 2002. Restant dans la gamme des flux moyens, avec toutefois un flux double de celui d'ORPHÉE, il devrait être, à terme, la machine la plus moderne d'Europe dans cette gamme.

Les diverses analyses scientifiques et techniques sur le sujet font ressortir que ces réacteurs de recherche constituent un outil indispensable pour tout un ensemble de recherches de haut niveau qui ne pourraient s'effectuer sans ce type d'instrument (magnétisme, matière molle...). Ils sont largement complémentaires des sources de rayonnement synchrotron comme l'ESRF.

2. Les réacteurs d'irradiation technologique

Ces réacteurs répondent aux besoins du développement et du suivi technologique de la filière électronucléaire. Leur fonction est l'étude expérimentale des combustibles nucléaires et des matériaux. Ces études sont menées avec trois objectifs principaux :

- améliorer la compétitivité de l'énergie nucléaire (e.g. augmentation des taux de combustion) tout en préservant la sûreté ;
- maintenir et accroître, dans la mesure du possible, la sûreté des réacteurs ;
- limiter la production de déchets à longue durée de vie.

Le besoin principal concerne la filière actuellement utilisée de réacteurs à eau sous pression, donc à neutrons thermiques. Le réacteur expérimental correspondant doit réaliser des irradiations représentatives de cette filière, depuis la recherche de base jusqu'à la qualification des combustibles gainés. La présence de boucles d'essais au cœur du réacteur doit permettre de reproduire les diverses conditions de transferts thermiques rencontrées en situation normale ou accidentelle et de placer des combustibles dans des conditions extrêmes.

La France a depuis plusieurs années conduit une politique de rationalisation de ces réacteurs d'irradiation, politique dictée par des considérations de coût et d'implantation. En particulier, le CEA s'attache à regrouper les installations de cette nature autour du centre de Cadarache. Ainsi, le réacteur SILOÉ, situé à Grenoble, a été arrêté en décembre 1997. Le réacteur OSIRIS, situé à Saclay, demeure le seul réacteur d'irradiation en fonctionnement en France. Il atteindra 40 ans d'existence en 2005 et devra donc être remplacé par une nouvelle installation prévue à Cadarache.

Pour répondre à ce besoin, le CEA a proposé le projet de réacteur Jules Horowitz. Le cahier des charges retenu par le CEA prend en compte les évolutions prévisibles de cette filière pour concevoir une machine dont l'espérance de vie utile pourrait atteindre 50 ans. Il prévoit aussi la possibilité de mener des expériences de simulation locale d'accident afin de contribuer aux études de sûreté.

En matière de réacteurs liés à la sûreté, les prévisions sont plus difficiles. En effet, compte tenu de leur nature, ces réacteurs ont des durées de vie extrêmement longues. Leur devenir est donc plus déterminé par les évolutions des filières de réacteurs industriels que par des considérations de longévité.

3. Les réacteurs prototypes ou démonstrateurs de filière

La création d'une filière de réacteurs implique de construire au départ un ou plusieurs réacteurs de puissance réduite permettant d'évaluer expérimentalement sur des systèmes complets les solutions apportées aux verrous technologiques et de détecter les difficultés cachées qui ont échappé à la modélisation et aux essais de composants. Les projets de réacteurs à eau sous pression pour le renouvellement du parc sont suffisamment proches des REP actuels pour ne pas exiger la construction de réacteurs de cette nature.

En revanche, une question importante demeure ouverte, celle de la gestion des déchets radioactifs. La loi du 30 décembre 1991 prévoit un programme de recherche dont l'axe 1 couvre les études sur la séparation et la transmutation des éléments à vie longue. L'étude de la transmutation implique des moyens d'essais. Ainsi, à l'horizon 2010-2020, les éventuels projets de réacteurs prototypes ou démonstrateurs de filière sont liés principalement à la problématique de la gestion des déchets radioactifs à longue durée de vie.

Trois types principaux de réacteurs peuvent contribuer à cette tâche : les réacteurs à eau sous pression, les réacteurs à neutrons rapides critiques et les systèmes hybrides. Les REP pourraient permettre de stabiliser le stock des actinides grâce au recyclage homogène du plutonium et des actinides mineurs. Cette option appelle surtout des études de scénarios de parc. Les réacteurs à neutrons rapides critiques constituent un autre moyen possible pour la transmutation. La disponibilité d'un excès de neutrons permet la fission des actinides. De plus, moyennant des dispositifs de freinage des neutrons, la transmutation des principaux produits de fission à

longue durée de vie (iode, césium) est envisageable. Pour ce faire, un programme d'expérimentation est prévu sur le réacteur Phénix.

Les réacteurs hybrides sont des réacteurs sous-critiques, excités par un apport extérieur de neutrons, résultant de la spallation d'une cible, placée dans le cœur du réacteur, par un faisceau de protons produit par un accélérateur linéaire ou un cyclotron. Ces réacteurs à neutrons rapides présentent les mêmes avantages neutroniques que les réacteurs à neutrons rapides critiques. De plus, les études montrent qu'ils pourraient accepter des charges très fortes d'actinides mineurs, les rendant particulièrement aptes à la fonction de réacteurs incinérateurs.

Le développement d'un tel réacteur hybride implique toutefois de nombreuses innovations technologiques : accélérateur de protons à fort courant, nouveaux caloporteurs, conception de la cible et de la fenêtre permettant l'entrée des protons dans le réacteur... De plus, son contrôle global utilisant le courant de l'accélérateur est en soi une innovation majeure au niveau du système, notamment en matière de sûreté et de contrôle de la puissance.

Des études préliminaires de ce type de réacteur sont menées dans le cadre du groupement de recherches GÉDÉON qui réunit notamment le CEA, le CNRS, EDF, Framatome. La réflexion conduite a souligné l'intérêt de cette voie et mis en évidence les étapes à franchir pour parvenir à la maîtrise opérationnelle d'un tel dispositif. Le concept de démonstrateur a également été envisagé, de préférence dans un cadre européen avec le soutien d'EURATOM. Le programme de recherches se poursuit sur ce point, dans le cadre de l'axe 1 de la loi du 30 décembre 1991.

En conclusion, le domaine des réacteurs de recherche recouvre aujourd'hui une gamme de machines relativement étendue avec des utilisations diversifiées. Ce sont des outils précieux tant pour la recherche la plus fondamentale que pour l'industrie. Ils s'envisagent de plus en plus dans un contexte international avec un souci de promouvoir les collaborations et l'utilisation optimale des machines existantes.

PHÉBUS : L'installation, les expériences

par **Maurice Haessler**, IPSN/DRS, Chef du Service d'Expérimentation des Accidents
Chef de l'installation Phébus

Phébus est une **installation de recherche** exploitée par l'IPSN sur le centre de Cadarache. Elle comprend un réacteur expérimental de 38 MWth, couplé à un important équipement scientifique simulat, avec un facteur d'échelle d'environ 1/5000, les éléments essentiels d'une centrale électronucléaire de type REP 900 MWe (**cœur, circuit primaire, enceinte de confinement**). Les recherches portent sur la dégradation et la **fusion** du combustible, ainsi que sur le relâchement et le transport des **produits de fission** jusque dans l'enceinte de confinement. L'objectif est d'améliorer la connaissance des principaux phénomènes mis en jeu en cas d'accident grave et d'obtenir une évaluation réaliste des **rejets possibles** en cas de fusion d'un **cœur d'une centrale électronucléaire**.

L'installation possède certains traits particuliers :

Des matériaux fondus confinés en plein cœur : le combustible étudié (environ 10 kg d' UO_2) se présente généralement sous forme d'une grappe de 20 crayons ; il est placé dans une boucle expérimentale située au centre du réacteur. La séquence accidentelle est conduite en augmentant progressivement la puissance du réacteur, la grappe n'étant refroidie que par un faible débit de vapeur (de l'ordre de 1g/s). **Les températures élevées atteintes (2500 à 3000 °C)** permettent de fabriquer dans la boucle expérimentale un corium de quelques kilogrammes de matériaux fondus. **L'expérience est suivie en temps réel** pour contrôler, par comparaison avec des « **signatures thermiques** » précalculées, l'avancement de la dégradation jusqu'à l'atteinte des **critères d'arrêt** de l'expérience. Le cœur nourricier qui entoure la boucle est protégé par une succession de barrières isolantes qui assurent le confinement sûr des matériaux fondus. Les produits de fission relâchés pendant la dégradation du combustible sous forme de **vapeur**, de **gaz** et d'**aérosols** sont extraits de la grappe par le faible courant de vapeur qui la traverse et transportés dans les circuits expérimentaux.

Un laboratoire télécommandé : les circuits expérimentaux reproduisent, en respectant les conditions de température et de débit de vapeur, une portion du circuit primaire et de l'enceinte de confinement d'une centrale électronucléaire. Dans ces circuits, pendant les cinq heures de l'expérience, le recueil progressif des produits de fission conduit à y accumuler **une activité d'environ 2200 térabecquerels (60 000 Ci)**, avec un débit de dose localement supérieur à 10 Gy/h (1000 rad/h). Dans cette ambiance, c'est entièrement par télécommande que sont effectués **environ 100 prélèvements et 40 000 acquisitions de spectres gamma**. Les mesures sur les produits de fission sont d'autant plus délicates qu'elles portent sur **des masses très faibles**, voire infimes (pour l'expérience FPT1, 200 g d'aérosols sont recueillis au total, et seulement environ 30 milligrammes d'iode 131 !).

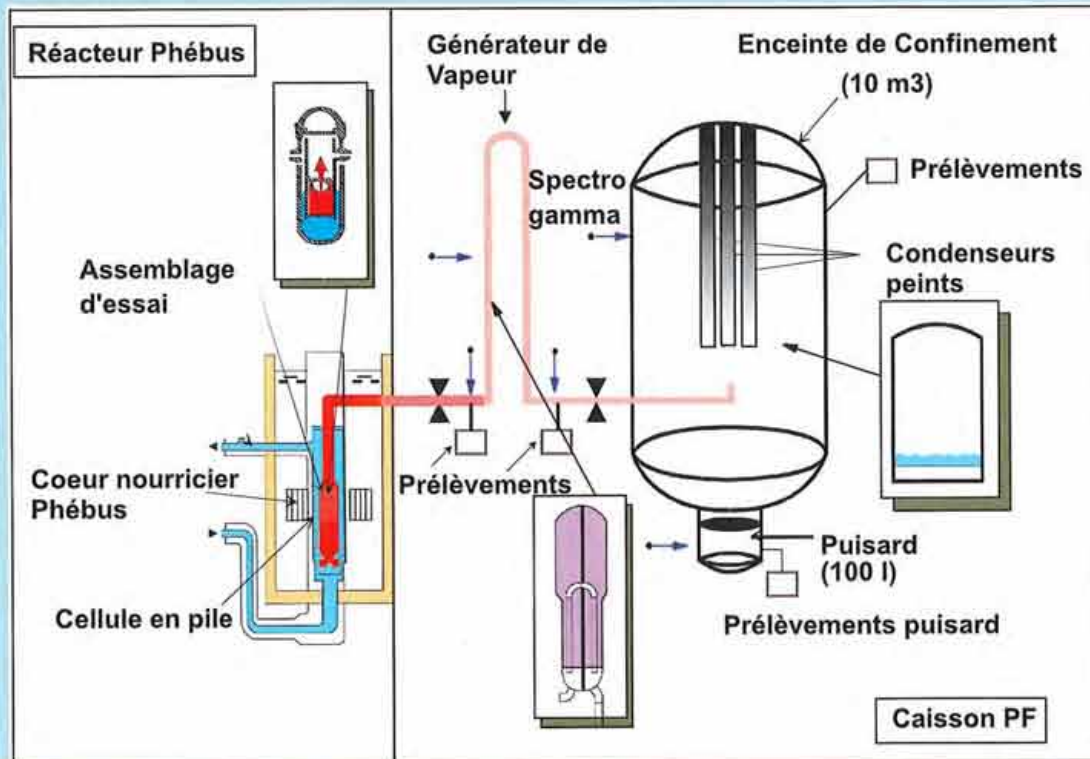
Les résultats obtenus au cours des deux premiers essais (FPT0 en 1993, FPT1 en 1996) confirment l'intérêt du programme ; on note en particulier que :

- les relâchements d'hydrogène sont très rapides lors de l'oxydation des gaines, et la quantité relâchée pendant cette phase de l'expérience dépasse nettement la prévision la plus élevée ;
- la dégradation du combustible a lieu **à une température nettement plus basse, d'environ 500 °C, que celle prévue** ;
- de l'iode est relâché sous forme d'aérosols et de gaz par la brèche située dans la branche froide du circuit primaire ; les aérosols restent piégés dans l'eau des puisards par l'argent issu des barres de contrôle.

Certains de ces résultats ont déjà conduit à **modifier des modèles physiques dans des codes** servant à l'évaluation des rejets en cas d'accident grave. D'une manière générale,

dans des domaines où les incertitudes étaient importantes (parfois, sur des points particuliers, un facteur 1000 existe entre différents modèles et/ou experts), des résultats sont maintenant disponibles avec une incertitude réduite à 15 à 20 %. Ils constituent un nouveau point d'appui dans la connaissance des accidents graves et de leurs conséquences.

Les deux prochaines expériences, FPT4 et FPT2, sont prévues respectivement mi-1999 et début 2000.



Sur le site du CEA à Cadarache - Principe de fonctionnement du réacteur Phébus et de ses circuits expérimentaux.

Les programmes expérimentaux dans le réacteur MASURCA

par Jacques TAXY, CEA/DRN, Chef du Service de Physique Expérimentale
Chef de l'INB n° 39 – MASURCA

Implanté à Cadarache depuis 1966, le réacteur expérimental MASURCA, de très faible puissance (< 5 KW), a apporté une très large contribution aux études neutroniques, en particulier dans le cadre de la qualification des cœurs de réacteurs à neutrons rapides.

Conçu avec un grand souci de souplesse et d'adaptabilité, il permet de charger ou de faire évoluer, dans des délais raisonnables, des réseaux combustibles novateurs susceptibles de répondre aux besoins de recherche et développement exprimés par les physiciens, notamment dans le champ de qualification des codes de calcul.

MASURCA est aussi dédié à la mise au point et à la validation de techniques expérimentales et a pleinement joué son rôle dans ce domaine, spécialement dans son soutien apporté à SUPERPHÉnix.

Actuellement, les campagnes de mesures dans MASURCA sont orientées sur les deux thèmes suivants :

* les études qui sous-tendent l'axe 1 de la loi du 30 décembre 1991 s'appuient sur des campagnes d'essais ; l'optimisation des phénomènes de transmutation et d'incinération fait l'objet de simulations et de paramétrisations en milieu critique qui conduisent à mettre à l'essai de nombreux scénarios et concepts ; la nature, la géométrie et la quantité des différents matériaux constituant (combustibles, modérateurs, absorbants) y sont ajustées ; c'est l'objet et le contenu de plusieurs programmes expérimentaux, déjà partiellement engagés, dans MASURCA, plus connus sous le nom générique de COSMO (COntfiguration pour la Simulation de la MOdération) ;

* le programme MUSE (Mesures avec Sources Externes) constitue un soutien fort au projet « HYBRIDES » centré autour du fonctionnement des réacteurs en régime sous-critique couplés avec un accélérateur. Trois expériences MUSE 1 – MUSE 2 et MUSE 3 ont déjà été réalisées, successivement en 1995, 1996 et 1998, et ont permis de mieux comprendre la propagation et la multiplication des neutrons dans ces réseaux.

En 1999, une nouvelle étape sera franchie avec l'intégration dans le système d'une source externe de neutrons produits par le générateur GENEPI (GÉNérateur de NEutrons Pulsés Internes) conçue et fabriquée par l'Institut des Sciences Nucléaires (ISN) à Grenoble.

La qualité du suivi apporté à l'entretien et au maintien à niveau du réacteur, l'absence de dommage corrélée au très faible niveau de puissance et de flux, font de MASURCA une installation encore disponible pour de nombreuses années.

La vocation, déjà très ancienne, de travailler dans le cadre d'une étroite collaboration européenne constitue un atout supplémentaire pour la réussite des projets de demain.

On y ajoutera, pour être complet, le volume en quantité et en qualité de l'expérience acquise, ainsi que la maîtrise de multiples techniques expérimentales et enfin la disponibilité des matières combustibles nécessaires.



Réacteur Masurca – Vue de dessous du cœur et des éléments combustibles – sur le site du CEA à Cadarache

Phénix, un outil pour la transmutation

par Jean-François Sauvage, chef adjoint de la centrale Phénix

La loi du 30 décembre 1991 (loi Bataille) prescrit aux organismes de recherche et aux opérateurs industriels concernés par la gestion des déchets radioactifs à vie longue d'effectuer des recherches selon trois axes, dont le premier est « *la recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans ces déchets* ».

En ce qui concerne la transmutation, les réacteurs à neutrons rapides apparaissent comme une voie favorable, du fait notamment du flux neutronique important (ce qui réduit les temps d'irradiation nécessaires) et de la possibilité d'ajuster localement l'énergie produite (pour obtenir la transmutation la plus efficace, isotope par isotope). C'est pourquoi le Gouvernement, lors du Comité Interministériel du 2 février 1998, a assuré qu'il « *prendra les mesures nécessaires pour respecter les objectifs de la loi de 1991 et mener d'ici 2006, en particulier avec Phénix, les programmes de recherche permettant des décisions sur la base des meilleures connaissances possibles à cette époque* ».

Réévaluation de la sûreté

Si Phénix est ainsi nécessaire aux recherches à mener dans le cadre de la loi « Bataille », encore faut-il que la sûreté de son exploitation soit garantie. Une réévaluation de la sûreté du réacteur a été entreprise en 1996, afin d'établir les modifications nécessaires pour amener aux normes actuelles le niveau de sûreté de l'installation.

De plus, les matériels ont naturellement vieilli en service et il convenait d'estimer la marge d'utilisation restant disponible pour un fonctionnement prolongé jusqu'en 2004, délai nécessaire pour réaliser le programme de recherche prévu avant le débat au Parlement.

Un projet de rénovation de la centrale a alors été défini. Les principaux travaux entrepris peuvent être présentés selon quatre thèmes :

- **la tenue au séisme** : tous les ouvrages ont fait l'objet d'un diagnostic, puis, si nécessaire, des solutions de renforcement ont été étudiées et vont être mises en œuvre ; de plus, des modifications ont été apportées à l'installation : implantation d'un système d'arrêt complémentaire, abaissement du seuil d'arrêt automatique en cas de séisme, rénovation du circuit de refroidissement d'ultime secours, etc. ;

- **les circuits de sodium** : différentes mesures ont été définies pour limiter au maximum les conséquences d'un éventuel feu de sodium, notamment en cas de ruptures de circuits liées à un séisme ;

- **le cœur et le réacteur** : les études effectuées ont conclu que l'endommagement dû au vieillissement et au fonctionnement passé reste négligeable et laisse des marges suffisantes. Néanmoins, des contrôles supplémentaires des structures internes du réacteur ont été décidés ;



- **les autres composants** : des composants entiers ont été remplacés après expertise : des échangeurs intermédiaires, certaines tuyauteries des circuits secondaires, les collecteurs de sodium des générateurs de vapeur...

Après examen par l'IPSN de l'ensemble des dossiers du CEA, et avis du Groupe Permanent chargés des Réacteurs, la DSIN a autorisé, le 9 avril 1998, le redémarrage du réacteur. Toutefois, l'Autorité de sûreté a demandé qu'après un cycle de fonctionnement (d'une durée de 6 à 8 mois) « l'arrêt du réacteur, déjà prévu pour épreuves et visites décennales, [soit] mis à profit pour effectuer un contrôle des structures internes du réacteur, ainsi que des travaux de remise à niveau sismique des bâtiments ».

L'arrêt de tranche 1999

La centrale Phénix a ainsi redémarré en mai 1998 pour réaliser son 50^e cycle d'irradiation, aux deux tiers de sa puissance nominale. Ce cycle s'est déroulé correctement, permettant d'effectuer 77 JEPP¹ pour 3600 heures de divergence (taux de disponibilité = 70 %). Le fonctionnement en puissance a toutefois été interrompu mi-novembre, à la suite de la mise en évidence d'une fuite interne à l'un des échangeurs intermédiaires. L'arrêt de tranche prévu initialement à compter du 1^{er} février 1999 a donc été anticipé, ce qui n'a pas eu de conséquences compte tenu de



Phénix – Arrêt de tranche 1999, hall du réacteur – sur le site du CEA de Cadarache

1. Jours Equivalents à Pleine Puissance

l'avancement suffisant du 50^e cycle d'irradiation. Les expérimentations en cours seront poursuivies après le redémarrage, après éventuellement des examens intermédiaires pendant les travaux. L'arrêt de tranche comprend principalement les activités qui suivent.

• L'achèvement des travaux de rénovation sismique

: les différents bâtiments vont être renforcés et désolidarisés les uns des autres. Afin de réduire les conséquences d'un séisme, mais également pour augmenter la sûreté du réacteur vis à vis d'autres incidents, le bâtiment des générateurs de vapeur va être « cloisonné » pour réduire les zones pouvant être touchées par un éventuel feu de sodium et pour limiter celui-ci par manque d'oxygène. De même, les tuyauteries à haute pression d'eau et de vapeur seront maintenues pour éviter, en cas de rupture, qu'elles viennent fouetter les autres équipements. Enfin, le circuit de refroidissement d'ultime secours, servant à évacuer la puissance résiduelle du cœur en cas de défaillance de tous les autres circuits, va être modifié afin que son fonctionnement soit garanti après un séisme.

• **Le contrôle de la virole conique** : cette structure supporte le cœur dans la cuve du réacteur et ses soudures ne sont pas directement inspectables. C'est pourquoi une méthode originale d'inspection a été élaborée. Elle consiste à utiliser un appareil à ultrasons embarqué par un robot, capable de se déplacer entre la cuve et la double enveloppe du réacteur distantes de 80 mm. Les ultrasons, propagés au sein de la virole conique, baignée dans du sodium à 150 °C, permettront de détecter d'éventuels défauts dans les soudures examinées.

• **L'inspection des structures internes** : la moitié du sodium primaire, soit 400 tonnes, sera temporairement vidangée pour faire apparaître les structures internes supérieures et le bouchon – couvercle – cœur dans l'argon de couverture. Les parois visibles seront alors inspectées à l'aide de systèmes optiques spécialement mis au point pour vérifier l'absence de fissure.

• **L'entretien décennal** : tous les dix ans, comme dans toute autre installation industrielle, la centrale Phénix réalise les épreuves réglementaires concernant les appareils à pression (générateurs de vapeur, réservoirs

d'eau, de gaz...) et divers travaux de contrôle et révision des matériels. Dans le cadre de ces travaux, un module de surchauffeur d'un générateur de vapeur a été déposé en octobre 1998 pour examens métallurgiques (ces examens ont ainsi mis en évidence un défaut qui semble être un défaut de fabrication acceptable au vu des premières analyses). Seront également contrôlés le groupe turbo-alternateur, le poste 225 kV, les diesels...

• **La préparation des cycles suivants** : il s'agit de diverses activités d'exploitation, telles que le renouvellement du combustible, la mise en pile de capsules d'irradiations expérimentales, ou encore la permutation des échangeurs intermédiaires. En effet, la boucle secondaire n° 2 ne sera plus utilisée, ce qui permet de limiter le cloisonnement à l'intérieur du bâtiment des générateurs de

vapeur, car le fonctionnement du réacteur aux deux tiers de sa puissance nominale est suffisant pour réaliser le programme d'irradiations prévu.

Poursuite du fonctionnement

En complément des travaux déjà effectués depuis 1996, cet arrêt de tranche constitue une véritable cure de jouvence des fonctions de sûreté du réacteur Phénix. Durant environ quatorze mois, le personnel de la centrale, aidé par plus de six cents prestataires, va ainsi réaliser une centaine de lots d'activités.

Tous ces travaux et modifications amèneront la sûreté du réacteur au niveau attendu, notamment vis-à-vis des séismes. Ceci permettra d'effectuer les campagnes d'irradiations expérimentales prévues jusqu'en 2004 (cf. encadré).



Phénix – Arrêt de tranche 1999, hall du réacteur – sur le site du CEA de Cadarache

Par Jacques ROUAULT, CEA – Chef du Service d'Etudes et de Simulation du comportement du Combustible

Dans le cadre de l'axe 1 de la loi de décembre 1991, le CEA, en association avec EDF, COGEMA et Framatome, étudie la faisabilité de la séparation puis de la transmutation en réacteur des actinides mineurs (AM : Np, Am, Cm) et des produits de fissions à vie longue (PFVL comme ^{99}Tc et ^{129}I).

Alors que l'on vient d'entrer dans la seconde moitié du délai imparti vis-à-vis de l'échéance de 2006, le volet « transmutation » du programme monte en puissance. Au centre d'un dispositif qui comprend en amont l'analyse détaillée de différents scénarios d'introduction des cibles d'AM ou de PFVL dans un parc de réacteurs, l'irradiation réelle de telles cibles est une étape essentielle pour établir la faisabilité de l'opération. En effet, le choix des matériaux, comme la conception des crayons et des dispositifs, s'écarte parfois significativement des combustibles standard et des réalisations antérieures.

Parmi les différents scénarios à l'étude, ceux mettant en œuvre les réacteurs à neutrons rapides offrent potentiellement des perspectives de solutions aux problèmes posés. Dans ce cadre, le réacteur prototype rapide PHÉNIX a un rôle clé à jouer. D'une part, il assure une bonne représentativité des effets étudiés, d'autre part, ses cycles courts, la disponibilité d'outils d'irradiation (capsules) et la présence d'une cellule chaude attenante en font un outil souple et performant.

Après sa cure de jouvence, PHÉNIX fonctionnera jusqu'en 2004, pour réaliser un ensemble d'irradiations qui sera en particulier la clé de voûte d'un programme plus large d'études des matériaux pour la transmutation. Il se décline en trois volets d'étude des matériaux complétés d'un volet relatif à la neutronique de la transmutation :

– l'expérimentation sur cibles réelles d'AM (principalement Am) : expériences ECRIX (oxyde d'américium AmOx dispersé dans une matrice inerte MgO, voir figure 1) puis CAMIX/COCHIX ;



Figure 1 : détail de la structure des cibles ECRIX

- l'expérimentation sur cibles représentatives de PFVL : expériences ANTICORP ;
- l'étude des matériaux constitutifs des cibles (matrices [expériences MATINA], modérateurs, structures de gaines et d'assemblages) ;
- les données neutroniques de base : expériences PROFIL.

Pour se donner les meilleures chances de réussir ce programme, le CEA a mis en place une organisation particulière et renforcé ses équipes. Les expériences (une quinzaine au total, principalement en capsules d'irradiation) sont prévues pour se terminer fin 2004.

Aujourd'hui, en particulier, les préparatifs sur les cibles à l'américium ECRIX prévues pour une mise en pile au 51^e cycle touchent à leur fin : après deux années de R&D, la fabrication des véritables pastilles, celles qui seront irradiées dans Phénix, est sur le point de démarrer à Atalante.

Ce programme a par ailleurs nécessité la conception d'un dispositif expérimental nouveau (figure 2) qui permettra de modérer localement le flux du réacteur pour amener l'énergie des neutrons dans une gamme favorable aux réactions de transmutation tout en bénéficiant du fort niveau de flux naturel du réacteur à neutrons rapides.

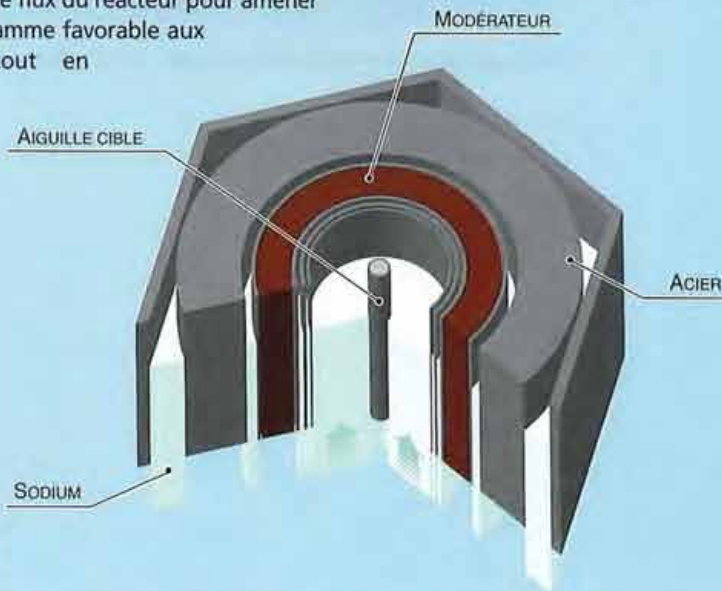


Figure 2 : éclaté du nouveau dispositif d'irradiation permettant de modérer localement le flux neutronique

Le projet de réacteur RJH

par S. Frachet, A. Ballagny, CEA/DRN

I – Introduction

Au début du siècle prochain, seuls deux ou trois réacteurs de recherche à vocation technologique seront encore opérationnels à l'échelle européenne. Ils auront toutefois des perspectives de durée de vie limitées à quelques années, du fait qu'ils seront de plus en plus difficilement adaptables à des exigences de sûreté de plus en plus contraignantes. De ce fait, après 2010, le Réacteur Jules Horowitz (RJH), appelé à remplacer, à terme, le réacteur OSIRIS (qui aura 40 ans en 2006), sera probablement le seul réacteur d'irradiations technologiques en Europe.

A cette date, les enjeux du nucléaire seront constitués (comme pour aujourd'hui) par une recherche accrue de compétitivité et de sûreté dans un contexte où :

- l'ouverture du marché de l'électricité à la concurrence sera devenue la règle ;
- la sensibilité de l'opinion publique vis-à-vis de l'impact des rejets sur l'environnement et de la gestion des déchets ultimes à vie longue sera probablement encore plus grande.

Pour mettre en œuvre le programme de R&D répondant à ces enjeux, il est indispensable de disposer durablement de réacteurs expérimentaux : ils constituent, en effet, les bancs d'essais indispensables pour qualifier les améliorations de matériaux et combustibles, dans des conditions incomparables de souplesse d'exploitation, de maîtrise des conditions expérimentales, de précision des mesures et aussi par la possibilité qu'ils offrent de simuler des transitoires, des situations incidentelles, voire des conditions accidentelles, qu'il serait inacceptable de vouloir réaliser dans les réacteurs de puissance.

II – Besoins fondamentaux

Trois grands types de besoins sont à prendre en compte : les REP, l'aval du cycle et les filières du futur. Ils sont la raison d'être du Réacteur Jules Horowitz.

2.1 – A partir de son démarrage vers 2006 et pendant sa durée de vie (50 ans), le RJH devra en priorité satisfaire les besoins français du parc REP actuel et du parc REP de renouvellement (EPR).

2.2 – Les recherches sur la transmutation des actinides et des produits de fission à vie longue relèvent de l'axe 1 de la loi de 1991 et leur pilotage a été confié par l'autorité de tutelle au CEA.

2.3 – En vue de maintenir l'option nucléaire ouverte à l'horizon 2010 et au delà, dans la perspective d'un développement durable du problème de raréfaction des ressources énergétiques mondiales, dont celle de l'uranium, il sera nécessaire de développer, au delà de l'EPR, de nouvelles filières de réacteurs : RNR, HTR...

III – Besoins « annexes »

Les demandes sont très diverses :

3.1 – Assurer la fourniture de radioéléments pour les hôpitaux, en particulier le ^{99}Mo utilisé pour les diagnostics et l' ^{192}Ir utilisé pour la thérapie des tumeurs, mais aussi le traitement par Boron Neutron Capture Therapy si la méthode est validée et si la demande est clairement exprimée.

3.2 – Satisfaire les besoins d'analyse par activation neutronique qui permet de mesurer des traces de divers éléments, en particulier dans le domaine de la géologie.

3.3 – Satisfaire les besoins de neutronographie, technique très utilisée pour contrôler la présence (ou non) de matières hydrogénées dans des pièces métalliques complexes.

Ces demandes n'exigent aucune caractéristique contraignante au niveau des performances du réacteur et elles peuvent être satisfaites facilement.

Par ailleurs, à titre conservatoire, il a été convenu d'être en mesure de pouvoir installer après l'arrêt des réacteurs RHF et ORPHÉE, soit bien après la mise en service du RJH, une source froide ainsi qu'un nombre limité de guides à neutrons. A ce stade, il conviendrait

seulement de faire les réservations minimales qui permettront, le moment venu, de rendre cette opération faisable.

IV – Caractéristiques préliminaires du réacteur

L'ensemble des besoins identifiés ci-dessus constitue les données d'entrée de l'étude de faisabilité en cours, étude qui devra permettre de définir la solution de référence qui fera l'objet de la phase de définition suivante. Pour pallier le fait que les programmes futurs (après 2005) sont mal connus au moment de la conception du réacteur, il a été décidé de donner à la flexibilité (ou à l'évolutivité) de l'installation une importance primordiale ; celle-ci devra se traduire par la possibilité, durant les 50 ans de durée de vie du réacteur, d'assurer une grande diversité de programmes difficiles à préciser aujourd'hui, et de modifier facilement les caractéristiques du réacteur pour y parvenir.

Dès 1995, le choix a été fait de retenir pour solution de référence un concept de réacteur à eau de type piscine, similaire à SILOÉ ou OSIRIS.

C'est donc sur cette base qu'a été lancée en 1996 l'étude de faisabilité, à partir d'un petit cœur à forte densité de puissance et entouré

d'un épais réflecteur en béryllium, afin d'atteindre un niveau de performances élevé (une fois et demie à deux fois celles d'OSIRIS).

4.1 – Méthodologie d'étude

L'objectif de la phase de faisabilité est de figer le Cahier des Charges Fonctionnel et d'analyser les différentes solutions possibles en termes de faisabilité technique, de coût, et d'adéquation aux performances attendues tout en mettant en évidence les éléments critiques de chacune. Ces éléments seront réunis dans le Dossier d'Orientation prévu en juin 1999.

Ceci a donc conduit à étudier en parallèle toutes les variantes de systèmes susceptibles de répondre au cahier des charges initial établi à partir des besoins d'irradiation, et des exigences liées à l'exploitation du réacteur ainsi qu'à la sûreté des installations.

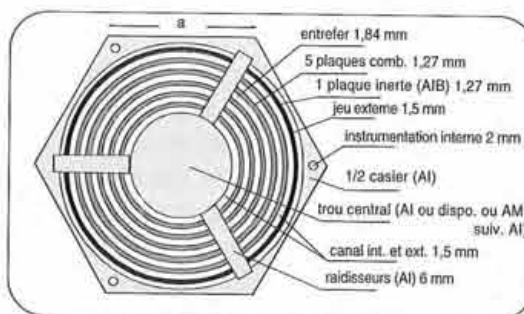
Les principaux systèmes étudiés sont : le cœur, les structures internes du réacteur, et les piscines et bâtiments nucléaires.

4.2 – Caractéristiques du cœur initial

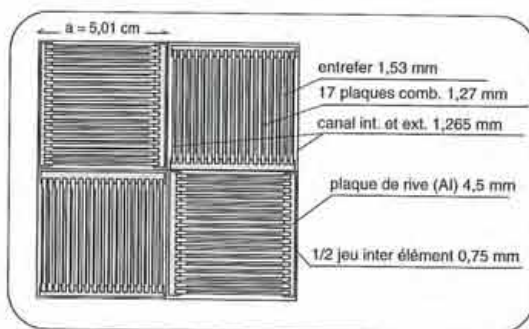
Il est constitué d'éléments à plaques co-laminées, constituées d'un noyau d' U_3Si_2 gainé d'aluminium ; les deux géométries suivantes sont à l'étude :



Réacteur Osiris – Vue du cœur depuis la passerelle



Élément hexagonal à plaques cylindriques



Élément carré à plaques planes

Ces deux éléments permettent d'atteindre une puissance spécifique de 600 kW/l, pour un volume de cœur de 166 litres et une puissance nominale du réacteur de 100 MWth. Les performances en flux de ce cœur sont reportées dans le tableau suivant :

Flux	OSIRIS/SILOÉ	RJH
Flux thermique maximal (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	2,6 10 ¹⁴	8. 10 ¹⁴
Flux rapide maximal (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	2,1 10 ¹⁴	3,9 10 ¹⁴
Flux total (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	8. 10 ¹⁴	1,6 10 ¹⁵
Dommages obtenus (dpa/an)	4 à 5	15 (+ 30 % dans un convertisseur)

Ces performances permettent de réaliser l'ensemble des objectifs fixés par le CEA à l'exception de ceux nécessitant l'accumulation de dommages importants dans un temps court.

Les performances en niveau de flux seront ajustables, en modifiant les configurations entre 300 kW/l et 600 kW/l, soit à puissance nominale constante (et donc à taille de cœur plus grande), soit à volume de cœur constant (et donc à puissance nominale réduite).

4.3 – Examen des possibilités d'augmentation des performances

L'arrêt définitif du réacteur SUPERPHÉNIX annoncé en janvier 1998 (et l'arrêt définitif de PHÉNIX programmé en 2004) ont conduit le CEA à engager des études pour évaluer la possibilité d'augmenter les performances, en particulier en flux rapides, pour poursuivre les programmes d'irradiation couverts jusqu'alors par les surgénérateurs.

Les études ont montré que cela était possible en augmentant la densité de puissance au delà de 1000 kW/l. Mais pour évacuer une telle densité de puissance il est nécessaire :

- soit de pressuriser le circuit primaire pour augmenter les marges à l'ébullition en sortie cœur ;
- soit d'augmenter la vitesse d'écoulement de l'eau dans le cœur ;
- soit d'abaisser la température d'entrée de l'eau dans le cœur de manière très significative.

Une combinaison de ces trois possibilités est également envisagée. Cependant, la température actuelle d'entrée dans le cœur (25 °C) est déjà une limite inférieure quasi impossible à améliorer avec les conditions locales de la source froide. La vitesse d'écoulement dans le cœur (de l'ordre de 15 m/s) est également très proche de la limite technologique connue pour les combustibles MTR et le seul gain envisageable à ce jour passe par une réduction de la hauteur du cœur. Aussi l'effort a été mis sur les possibilités de pressuriser le circuit primaire, et les études en cours visent à analyser les conséquences d'une pressurisation sur la conception du réacteur, sur son fonctionnement et sur les possibilités expérimentales associées.

Mais la principale difficulté rencontrée aujourd'hui concerne la tenue en température des combustibles, aussi bien au niveau de la gaine en aluminium que de l'âme combustible. Les limites connues aujourd'hui ne permettraient pas d'augmenter significativement la puissance spécifique du cœur (au delà de 800 ou 900 kW/l). Des études viennent d'être lancées (irradiations dans BR2) ou vont l'être (conjointement entre CEA, COGEMA et CERCA), pour déterminer les limites exactes du combustible actuel et engager la qualification de combustibles à base d'UMo.

4.4 – Architecture générale : dessins préliminaires

Une méthode systématique a été mise en place pour la définition des systèmes principaux de l'installation.

Les internes du réacteur

Les options fondamentales retenues concernent :

- le circuit cœur : pressurisé ou non, circulation ascendante ou descendante, réflecteur dans ou hors caisson ;
- les absorbants de pilotage et de sécurité : mouvement rotatif ou en translation, position des mécanismes ;
- le supportage et le verrouillage des éléments combustibles et réflecteurs ;
- les caractéristiques de la boucle centrale.

Dix-huit variantes ont été retenues et analysées, les plus prometteuses dessinées.

L'organisation des bâtiments

Trois grands principes ont été retenus :

- enceinte unique abritant toutes les fonctions liées à l'exploitation du réacteur et des expériences ;
- séparation en deux bâtiments mitoyens mais sur un radier commun et communiquant par un sas sous eau : un Bâtiment Réacteur (BR) abritant la piscine contenant le cœur, le circuit primaire, et les casemates expérimentales (circuits primaires des expériences) et un Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires (BAN) abritant les autres fonctions (piscines de travail et d'entreposage du combustible irradié, cellules chaudes, laboratoires) ;
- même principe de séparation en deux bâtiments, mais le BAN enveloppe un BR le plus petit possible.

Dans tous les cas, la forme de chacun des bâtiments n'est pas fixée : elle peut être circulaire ou parallélogrammique. Six variantes ont été dessinées.

La première solution a d'ores et déjà été éliminée, car elle ne répond pas aux exigences d'amélioration de la sûreté et d'application du principe ALARA.

Les Choix

Pour ce qui est des internes, le choix principal concerne la pressurisation éventuelle du circuit primaire, en vue d'aménager une possibilité d'augmenter les performances si nécessaire ; elle permet également de réduire légèrement les vitesses d'écoulement dans le cœur. De ce choix découlent des solutions quasi imposées pour : la taille du caisson, le dessin de l'élément combustible, la boucle centrale, compte tenu des programmes expérimentaux envisagés, et des exigences définies par le Maître d'Ouvrage (évolutivité,

adaptabilité des conditions expérimentales aux programmes...).

Les choix concernant l'organisation des piscines et des bâtiments sont relativement découplés des précédents ; il seront essentiellement réalisés à partir de critères économiques et financiers.

4.5 – Choix du site

Le réacteur Jules Horowitz sera implanté à Cadarache, où sont regroupées les grosses installations de la Direction des Réacteurs Nucléaires. Dès 1996, d'importants travaux ont été lancés pour choisir et qualifier le lieu exact d'implantation du réacteur.

De très nombreuses études, géologiques, hydrogéologiques, sismotectoniques et sismiques, ont conduit à retenir, en juin 1997, un site sur substratum calcaire ; celui-ci présente en effet, en cas de séisme, une amplification des mouvements du sol moindre que sur un sol alluvionnaire voisin, ainsi que des caractéristiques hydrogéologiques favorables.

V – Conclusions

Les principaux choix seront faits en juin 1999, et permettront de définir la solution de référence qui sera étudiée par la suite. Mais d'ores et déjà il semblerait qu'un circuit primaire faiblement pressurisé (de l'ordre de 5 bars en sortie cœur) permette, avec une complication minimale, d'assurer une plus grande diversité d'expériences et d'inclure des marges d'évolutivité optimales pour le futur.

Les études de définition débuteront ensuite début 2000, et devraient conduire à une réalisation entre 2002 et 2006.

Les réacteurs de recherche dans le monde

par **Hassan Abou Yehia**, adjoint au chef du service d'évaluation des réacteurs refroidis au gaz, à neutrons rapides, d'expérimentation et de propulsion navale, IPSN

Depuis la divergence du premier réacteur nucléaire, qui a été réalisée le 2 décembre 1942 par l'équipe dirigée par Enrico Fermi à l'université de Chicago, près de 600 réacteurs de recherche et assemblages critiques ont été construits dans le monde. Actuellement, il reste 255 réacteurs de recherche en service dans 57 pays et environ 70 % de ces réacteurs ont plus de 25 ans d'âge. De ce fait, les questions liées à l'obsolescence de leurs matériels et à leur remise à niveau pour tenir compte de l'évolution de certains critères de sûreté revêtent une importance particulière.

Les réacteurs de recherche exploités actuellement ont des puissances allant de 0 à 250 MWth (réacteur ATR, Idaho, Etats-Unis). Ils sont caractérisés par une grande diversité de leurs conceptions, de leurs modes de fonctionnement et de leurs utilisations.

Dans le cadre limité de cet article, je présenterai d'une manière succincte les caractéristiques générales des réacteurs de recherche et certains aspects relatifs à leur sûreté ainsi qu'une information sur les projets actuels de construction de nouveaux réacteurs.

Diversité des principes de conception

Bien que les principes de conception des réacteurs de recherche soient très différents, on peut distinguer deux principaux groupes constitués respectivement des réacteurs à eau lourde (utilisée comme modérateur, réfrigérant ou réflecteur), et des réacteurs refroidis et modérés à l'eau légère.

Les réacteurs à eau lourde sont destinés à produire des flux de neutrons thermiques importants, qui sont extraits du cœur grâce à des canaux neutroniques et utilisés généralement pour la recherche fondamentale. On peut citer, à titre d'exemple, les réacteurs FRJ-2 (23 MW, Jülich, Allemagne), NRU (135 MW, Chalk River, Canada), HANARO (30 MW, Taejeon, Corée), DR-3 (10 MW, Riso,

Danemark), RHF (58,3 MW, Grenoble) et HFBR (60 MW, Brookhaven, Etats-Unis).

Les réacteurs à eau légère incluent les réacteurs de type piscine à cœur ouvert et ceux à caisson fermé et légèrement pressurisé. Ces réacteurs sont polyvalents et sont généralement utilisés pour l'irradiation de divers matériaux.

Les réacteurs de type piscine à cœur ouvert tels que OSIRIS (70 MW, Saclay) et RSG-GAS (30 MW, Serpong, Indonésie) permettent un accès facile aux emplacements d'irradiation. Cet aspect ne s'applique pas aux réacteurs PHÉBUS (38 MW, Cadarache) et CABRI (25 MW en palier de puissance, Cadarache) dont les cœurs sont entourés d'une structure en acier inoxydable et comportent au centre une boucle d'essai étanche pour des études de sûreté concernant les réacteurs de puissance. Les réacteurs comportant un caisson fermé permettent d'atteindre des niveaux de puissance plus élevés que les précédents, mais leur utilisation pour les irradiations expérimentales est moins facile. Les plus connus sont les réacteurs BR2 (100 MW, Mol, Belgique), HFR (45 MW, Petten, Pays-Bas), R2 (50 MW, Studsvik, Suède), JMTR (50 MW, Oarai-Machi, Japon), et HFIR (85 MW, Oak Ridge, Etats-Unis). Plusieurs types de réacteurs de faible puissance ont été construits en grand nombre et sont désignés par des abréviations telles que TRIGA (Training, Research, and Isotope production Reactor of General Atomic), ARGONAUT (ARGonne's Nuclear Assembly for University Training), SLOWPOKE [Safe LOW Power critical (K) Experiment] et MNSR (Miniature Neutron Source Reactor). Ces réacteurs sont adaptés notamment à l'enseignement et à la recherche universitaire.

Les combustibles utilisés dans les réacteurs de recherche sont très divers et peuvent être sous forme solide (tubes, plaques d'UAl enrichi à 93 % en ^{235}U ou d' $\text{U}_3\text{Si}_2\text{Al}$ enrichi à 19,75 % en ^{235}U , crayons d' UO_2 , d' U_3O_8 ou

d'UZrH), ou sous forme d'une solution de nitrate d'uranyle.

Diversité des utilisations

Les réacteurs d'une puissance inférieure ou égale à 100 kW sont généralement utilisés d'une manière discontinue pour les besoins de l'enseignement ou pour des études dans le domaine de la physique des réacteurs.

Les réacteurs polyvalents ayant une puissance supérieure à environ 5 MW fonctionnent par cycles continus et sont utilisés notamment pour :

- la recherche fondamentale dans différents domaines tels que la physique de la matière condensée et la physique nucléaire ;
- les irradiations technologiques et les études de sûreté pour les réacteurs de puissance ; les tests concernant les matériaux et les combustibles sont effectués dans des boucles ou des capsules d'irradiation placées dans le cœur ou à sa périphérie ;
- la production de radioéléments artificiels pour la médecine et l'industrie, le dopage de silicium pour l'industrie des composants électroniques, et le contrôle non destructif par neutronographie.

Certains réacteurs comme le HFR aux Pays-Bas utilisent la technique dite BNCT (Boron Neutron Capture Therapy) pour traiter des tumeurs du cerveau.

Aspects relatifs à la sûreté

Les principes de sûreté appliqués dans les différents pays ne sont pas homogènes, notamment pour ce qui concerne le dimensionnement des réacteurs de recherche. L'approche adoptée en France dans ce domaine est très sévère en comparaison des approches retenues dans les autres pays. Elle consiste à prendre en compte, pour le dimensionnement des réacteurs de recherche de type piscine à combustible métallique constitué d'un alliage d'uranium et d'aluminium, un accident de réactivité à caractère explosif de type BORAX (nom du réacteur américain où s'est déroulé en 1954 un essai d'injection de réactivité qui a détruit l'installation). Un tel accident est supposé entraîner la fusion complète du cœur sous eau. Des dispositions ont été prises par les exploitants pour prévenir les risques d'insertion de réactivité et pour assurer la tenue des installations à l'accident précité.

Les critères appliqués en France en matière de confinement des installations sont également plus sévères que ceux appliqués dans certains autres pays où il est admis qu'un bâtiment de type industriel et non étanche suffit pour abriter un réacteur de recherche de faible puissance thermique.

Enfin, la qualité d'exploitation et les conditions de sûreté dans les installations sont variables d'un pays à l'autre. En particulier, dans certains pays en voie de développement, l'exploitant ne dispose pas toujours de moyens suffisants pour assurer de bonnes conditions d'exploitation.

Réacteurs de recherche en projet ou en construction

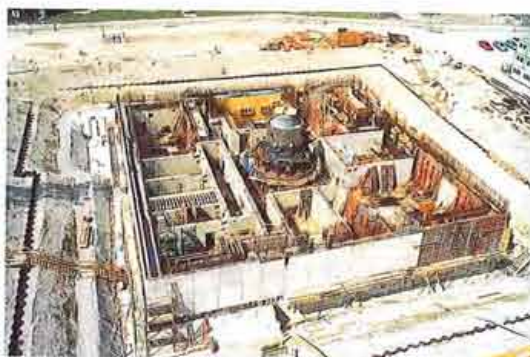
On assiste actuellement à une baisse du nombre des réacteurs de recherche en service dans le monde. Cette baisse va s'accroître dans les prochaines années, du fait de l'ancienneté des installations et de l'évolution des besoins dans le domaine des irradiations expérimentales.

Des projets sont prévus actuellement pour la construction de huit nouveaux réacteurs dans sept pays (France, Indonésie, Nigéria, Russie, Slovaquie, Thaïlande et Tunisie).

Pour le moment, huit réacteurs de recherche sont en construction dans les pays suivants : Canada (10 MW), Allemagne (20 MW), Iran (0,10 kW), Japon (30 MW), Kazakhstan (200 MW), Maroc (2 MW), Russie (100 MW), et Slovaquie (100 kW).

Le réacteur FRM II d'une puissance de 20 MW, en construction à Garching en Allemagne et dont la divergence est prévue vers 2001, sera dédié à la recherche fondamentale.

Le réacteur d'irradiation Jules Horowitz (RJH) d'une puissance de 100 MW, dont la construction est prévue à Cadarache, est destiné à assurer la relève du réacteur OSIRIS, après sa divergence prévue vers 2006.



Chantier du réacteur FRM II (Allemagne)

Le Réacteur à Haut Flux de Petten (Pays-Bas) : des différences essentiellement culturelles

par **Joël Guidez**, Chef du réacteur Osiris de 1992 à 1997, Détaché du CEA à la Commission européenne, et chef du réacteur HFR depuis août 1997

Le Réacteur à Haut Flux (HFR) de Petten (Pays-Bas) est un réacteur de recherche de 45 MWth appartenant à la Commission européenne et exploité par une équipe de NRG (le CEA néerlandais). Le propriétaire de la licence n'est donc pas l'exploitant du réacteur, ce qui rend nécessaire un travail en profondeur de délégation, de coordination et d'assurance qualité (AQ).

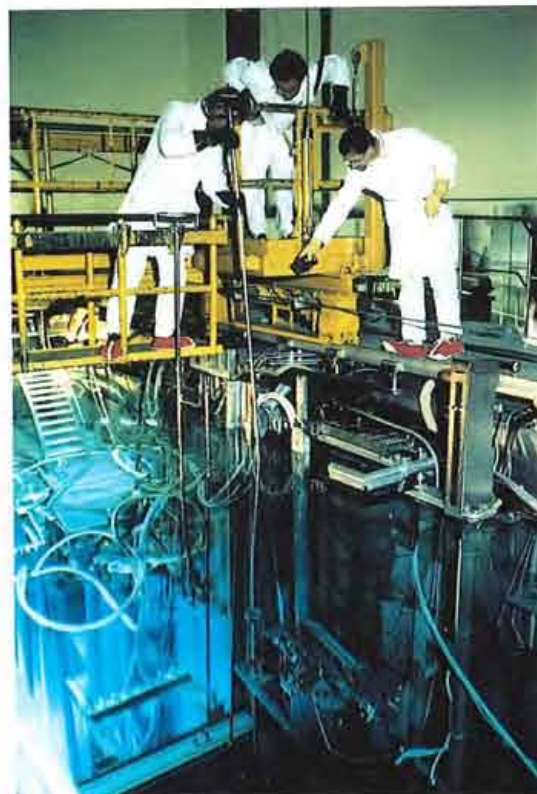
Ces problèmes d'organisation mis à part, je n'ai pas constaté de différence importante avec la France quant aux règles de sûreté elles-mêmes, tant au niveau technique (mesures de sûreté en 2 sur 3, etc.) qu'au niveau de l'organisation générale (par exemple, en AQ, la norme ISO 9001 est appliquée). On notera cependant que le pays, ayant moins de « référentiel » interne (il ne reste plus en fonctionnement aux Pays-Bas, qu'un seul réacteur de puissance dont l'arrêt est programmé en 2004), utilise beaucoup plus qu'en France le référentiel de l'AIEA.

Par contre, les spécificités culturelles du pays conduisent à des différences importantes au niveau des méthodes de travail : la mentalité néerlandaise est plus pragmatique, plus concrète, moins théorique ou dogmatique. Ceci va conduire à des différences d'approche que je vais essayer d'illustrer par quelques exemples.

Pour commencer, personne ne fait mine d'ignorer que la sûreté a un coût et que ce coût est un élément de choix. Dans les études de réévaluation de sûreté, les améliorations vont être classées dans un tableau à deux entrées : le degré d'amélioration de sûreté (de faible à très fort) et le coût de l'opération. Ce type de tableau permet ensuite de

choisir de manière conjointe les améliorations à effectuer en priorité.

De manière plus générale, si l'on compare avec la France, les autorités s'intéressent plus à la sûreté active (implantation de l'AQ, formation, audits, amélioration des procédures, etc.) et moins aux conséquences potentielles d'un accident majorant. Pour caricaturer, on vérifie plus souvent les freins et on fait moins souvent le calcul des conséquences d'une collision à 200 km/h dans un platane. Récemment, un audit de la sûreté a duré trois jours, avec discussions jusqu'à la base pour vérifier le degré d'implantation de l'ensemble des procédures.



Réacteur à haut flux de Petten – opérateur travaillant au-dessus de la piscine – sur le site de Petten (Pays-Bas)

Dans le même esprit, les études statistiques de probabilité d'incident restent utilisées parce que, même si le résultat final est scientifiquement critiquable, elles permettent de mettre en valeur les points faibles des lignes de défense.

Une autre caractéristique de la culture hollandaise est une forte concertation et une discussion poussée des acteurs, avant toute action. Ceci conduit à un mode de fonctionnement général très participatif : les réunions sont courtes, ciblées, préparées et nombreuses. Rien ne se décide sans consultation et tout le monde s'y exprime très librement. Tous les mois, une réunion du personnel de quart a lieu, où chacun exprime ses

erreurs ou ses difficultés et où une discussion commune essaie d'apporter les réponses.

Ce fort travail de concertation et de préparation porte ses fruits : un réacteur qui tourne comme une horloge plus de 280 jours par an, des plannings respectés et la dernière déclaration d'incident qui remonte à 1987 (rupture d'un tube de radio-isotopes).

Nous concluons par ce proverbe hollandais qui permet de mieux comprendre l'origine de ces spécificités culturelles d'organisation et de solidarité dans un pays gagné à 50 % artificiellement sur la mer : « Dieu a créé le monde, mais les Hollandais ont créé la Hollande. »

Les principaux types de réacteurs de recherche en France et les critères de sûreté associés

Par Hassan Abou Yehia, adjoint au chef du service d'évaluation des réacteurs refroidis au gaz, à neutrons rapides, d'expérimentation et de propulsion navale, IPSN

Plusieurs réacteurs de recherche ont été construits et exploités en France depuis la divergence du réacteur ZOÉ, dont on vient de célébrer le cinquantenaire. Il reste actuellement une vingtaine de réacteurs de recherche en service ayant des puissances thermiques allant jusqu'à une centaine de mégawatts. A l'exception du réacteur à haut flux (RHF) qui est exploité par l'Institut Laue-Langevin à Grenoble dans un cadre de coopération internationale regroupant notamment la France, l'Allemagne et le Royaume Uni, tous les autres réacteurs sont exploités par le Commissariat à l'Energie Atomique et ses filiales.

Dans cet article, je présenterai les grandes lignes concernant les caractéristiques générales des différents réacteurs et les principaux aspects relatifs à leur sûreté.

Caractéristiques générales et utilisation des installations

Les réacteurs de recherche exploités actuellement présentent une grande variété de types et de principes de conception. On peut les classer en deux groupes en fonction de leur puissance thermique. Le premier groupe comprend les réacteurs d'une puissance inférieure ou égale à 100 kW, tels que :

- ÉOLE (10 kW), MINERVE (0,1 kW) et MASURCA (5 kW), qui sont implantés à Cadarache et utilisés pour des études neutroniques sur des réseaux de crayons combustibles de réacteurs à eau pressurisée et de réacteurs à neutrons rapides ;
- ULYSSE (100 kW) et SILOETTE (100 kW), qui sont implantés respectivement à Saclay et à Grenoble et utilisés pour l'enseignement et la formation du personnel de l'industrie nucléaire.

Le fonctionnement intermittent de ces réacteurs, en général pendant les heures ouvrables et à une puissance inférieure à la puissance maximale autorisée, conduit à un très faible inventaire de produits de fission dans leurs cœurs. C'est le cas également pour les réacteurs homogènes à solution de nitrate d'uranyle tels que SILÈNE à Valduc et le réacteur de neutronographie de la centrale PHÉNIX à Marcoule, qui sont utilisés en mode pulsé comme sources de neutrons.

Le deuxième groupe de réacteurs correspond à ceux dont la puissance thermique est supérieure à 100 kW, qui sont tous de type piscine. L'eau légère déminéralisée sert de modérateur, de caloporteur et de protection biologique, sauf pour le RHF qui est modéré et refroidi à l'eau lourde. En pratique, chacun de ces réacteurs est dédié à un domaine d'utilisation principal. On peut distinguer :

- le réacteur OSIRIS (70 MW, Saclay), qui sert notamment à des irradiations technologiques de combustibles et de matériaux pour l'industrie nucléaire ainsi qu'à la production de radioéléments artificiels pour la médecine ; sa maquette critique (ISIS, 700 kW) est utilisée pour des études neutroniques et pour la neutronographie ;
- les réacteurs RHF (58,3 MW, Grenoble) et ORPHÉE (14 MW, Saclay) qui sont équipés de plusieurs canaux neutroniques utilisés pour des études de physique fondamentale ;
- les réacteurs PHÉBUS (38 MW) et CABRI (25 MW en palier de puissance), qui sont implantés à Cadarache et qui comportent chacun une boucle d'essai au centre du cœur pour des études de sûreté concernant les réacteurs de puissance.

Les réacteurs OSIRIS, RHF et ORPHÉE fonctionnent par cycles continus, deux cycles succes-

sifs étant séparés par une période d'arrêt pour le renouvellement d'une partie de leur combustible. Les inventaires des produits de fission contenus dans leurs cœurs sont largement plus importants que ceux du cœur de PHÉBUS et surtout du cœur de CABRI, qui fonctionnent pendant de courtes périodes pour réaliser des essais.

Le confinement des différentes installations précitées est assuré par des enceintes en béton ou par des enceintes métalliques associées à des systèmes de ventilation qui maintiennent ces enceintes en dépression par rapport à l'extérieur. L'épuration de l'air extrait, avant son rejet à la cheminée, est effectuée à l'aide de filtres à très haute efficacité et de pièges à iode.

Le réacteur RHF comporte une double enceinte de confinement, l'une interne en béton et l'autre externe en acier. La régulation de la pression entre les deux enceintes permet de compenser la surpression interne en situation accidentelle et de différer d'au moins 30 heures les éventuels rejets radioactifs.

Risques associés aux différents réacteurs

Les réacteurs de recherche de faible puissance présentent essentiellement des risques d'irradiation pour le personnel d'exploitation. La prévention de ces risques est basée sur des dispositions de construction et sur le respect des consignes de radioprotection. Dans le cas des réacteurs homogènes, il existe en plus un risque d'accident de criticité si la solution fissile est transférée dans une capacité de géométrie non sûre.

Les réacteurs de type piscine à cœur ouvert tels que OSIRIS, ISIS et SILOETTE offrent un accès facile à leurs cœurs dont la configuration peut être aisément modifiée, contrairement aux réacteurs PHÉBUS et CABRI. La probabilité d'un accident de réactivité pouvant entraîner la fusion du combustible est donc plus grande pour les réacteurs de type piscine à cœur ouvert que pour d'autres types de réacteurs. La prévention d'un tel accident repose principalement sur le respect des procédures et des consignes régissant les manutentions dans le cœur.

Les dispositifs expérimentaux utilisés dans le réacteur OSIRIS et les boucles d'essais asso-

ciées aux réacteurs CABRI et PHÉBUS (programme PF) présentent des risques d'agression sur le réacteur lui-même. A titre indicatif, on peut signaler le risque d'explosion d'une boucle d'irradiation sous pression, le risque d'interaction entre l'eau de la piscine et le NaK contenu dans certains dispositifs d'irradiation ou le risque d'interaction entre le combustible expérimental fondu et l'eau du circuit de refroidissement dans les dispositifs d'essais PHÉBUS-PF. Chaque dispositif expérimental fait l'objet, avant son utilisation, d'une procédure d'autorisation bien définie sur la base d'une démonstration de sûreté détaillée précisant notamment le dimensionnement du dispositif. A titre d'exemple, le tube contenant le combustible expérimental dans les dispositifs d'essais PHÉBUS-PF résiste à une pression de 720 bar. Cette valeur est nettement supérieure au pic de pression qui résulterait d'une éventuelle interaction entre le combustible fondu et l'eau.

Les canaux neutroniques des réacteurs de recherche comme le RHF et ORPHÉE présentent des risques de dénoyage du cœur et d'irradiation des physiciens et du personnel d'exploitation susceptible d'intervenir sur les dispositifs utilisant les faisceaux de neutrons. Pour prévenir le risque de dénoyage du cœur, les canaux neutroniques sont équipés de vannes d'isolement à fermeture rapide et automatique en cas de détection d'eau dans un canal.

Par ailleurs, les exploitants des réacteurs RHF et ORPHÉE ont établi des conventions avec les physiciens afin de préciser le rôle et la responsabilité de chacun et d'améliorer les conditions de protection et de surveillance radiologiques dans les zones expérimentales.

La perte totale des alimentations électriques des réacteurs de type piscine entraîne automatiquement la chute de leurs barres de sécurité et ne pose aucun problème pour l'évacuation de leur puissance résiduelle. Cette évacuation est assurée par convection naturelle grâce à des clapets munis de contrepoids, dont l'ouverture ne nécessite aucune action humaine ou alimentation électrique. La perte à court terme de la dépression dans l'enceinte de confinement est sans conséquence pour l'environnement en l'absence d'une contamination simultanée à l'intérieur de cette enceinte.

Critères de sûreté

Les principes généraux de sûreté applicables aux réacteurs de recherche ont été établis progressivement. Entre la divergence en 1961 du plus ancien réacteur encore en exploitation (ULYSSE) et la divergence en 1980 du plus récent (ORPHÉE), différents principes de sûreté ont été élaborés et mis en application progressivement. A titre d'exemple, on peut citer la redondance et la séparation des circuits de sécurité, la surveillance continue des barrières de confinement et l'étanchéité de l'enceinte de confinement par rapport aux terrains sous-jacents et la nappe phréatique.

Des modifications ont été réalisées au fur et à mesure sur les différentes installations afin de respecter ces principes et d'améliorer notamment la protection à l'égard des risques d'incendie.

Pour ce qui concerne le risque sismique et les risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication, les règles retenues pour le dimensionnement des réacteurs de recherche sont les mêmes que celles applicables aux réacteurs de puissance, avec néanmoins quelques adaptations tenant compte des spécificités de certains réacteurs (courte durée de fonctionnement et faible inventaire en produits de fission).

Les critères de sûreté thermohydrauliques retenus pour les réacteurs de type piscine utilisant du combustible sous forme de plaques ont pour objectif d'éviter le phénomène de « redistribution de débit » qui peut entraîner la fusion du combustible. Ces critères imposent, pour chaque réacteur, une vérification de l'absence d'un tel phénomène dans les conditions de fonctionnement correspondant aux limites des seuils de sécurité et au régime de refroidissement par convection naturelle. Les calculs de vérification ont été effectués pour les différents réacteurs d'une façon conservatrice en cumulant toutes les incertitudes au point le plus chaud du cœur.

Enfin, il convient de noter que le critère de sûreté le plus important, appliqué uniquement en France, consiste à prendre en compte pour le dimensionnement des réacteurs de recherche de type piscine utilisant des combustibles métalliques sous forme d'alliage d'uranium et d'aluminium un accident de réactivité à caractère explosif de type BORAX (nom du réacteur américain qui a été détruit en 1954 lors d'un essai d'injection de réactivité). Pour un tel accident, supposé conduire à une fusion totale du cœur sous eau, l'exigence de sûreté est d'assurer l'étanchéité de la piscine et la tenue de l'enceinte de confinement à la gerbe d'eau projetée par l'explo-

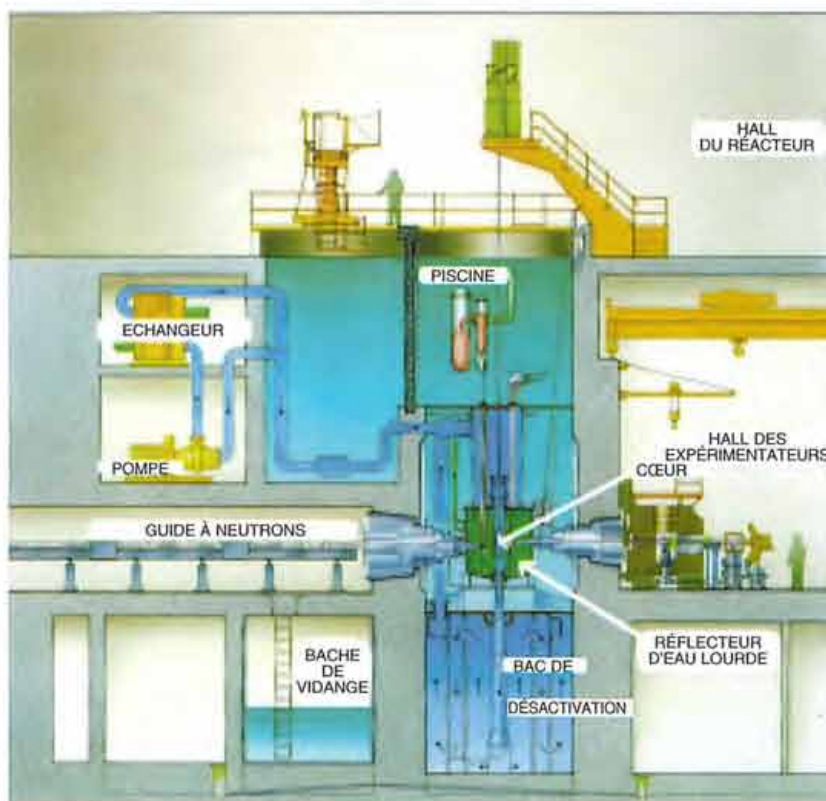


Schéma de fonctionnement du réacteur Orphée – sur le site du CEA de Saclay

sion et à la surpression interne due à l'échauffement de l'air.

Vieillesse des installations

Les structures des réacteurs de recherche, en particulier celles des réacteurs de type piscine, sont généralement soumises à de faibles contraintes de température et de pression. En revanche, certaines structures internes de ces réacteurs peuvent être soumises à des flux neutroniques importants qui entraînent leur fragilisation. Ces structures sont généralement remplaçables et leur démontage sous eau peut être effectué plus ou moins facilement depuis la margelle de la piscine dans de bonnes conditions de radioprotection. A titre d'exemple, le bloc pile du RHF et les structures associées ont été complètement remplacés après la découverte d'une fissuration de la grille de tranquillisation de l'eau lourde. De même, les structures internes des réacteurs ISIS (Saclay) et SILOÉ (implanté à

Grenoble et arrêté définitivement le 23/12/1997) ont été démontées lors de différents travaux destinés à améliorer l'étanchéité de leurs piscines.

Du fait de la possibilité de remplacer leurs composants et leurs structures, l'ancienneté des réacteurs de recherche n'implique pas systématiquement une dégradation de leur niveau de sûreté. Dans la plupart des cas, la décision de mettre une installation ancienne à l'arrêt définitif résulte plutôt de l'obsolescence de ses principes de conception, de l'absence de programmes expérimentaux ou de considérations économiques.

Les réévaluations de sûreté, effectuées systématiquement pour les réacteurs de recherche anciens, constituent une occasion d'établir un jugement global sur leur sûreté et d'examiner d'une manière détaillée le comportement des matériels et des éléments importants pour la sûreté, à la lumière des incidents survenus dans le passé et des enseignements tirés de l'exploitation.

Quelques accidents graves survenus dans le passé

21-08-1945 – LOS ALAMOS (USA)

Accident de criticité : lors de l'empilement de blocs réflecteurs autour d'un assemblage sous-critique, le dernier bloc est tombé sur cet assemblage. L'expérimentateur a reçu un équivalent de dose de 5,1 Sv et il est décédé 28 jours plus tard. Le gardien du bâtiment a reçu un équivalent de dose de 0,5 Sv.

21-05-1946 – LOS ALAMOS (USA)

Accident de criticité similaire au précédent et survenu dans la même installation : il est dû au rapprochement accidentel d'une coquille creuse de béryllium lors d'une démonstration sur la méthode de réalisation d'un état critique de l'assemblage combustible. Huit personnes ont reçu des équivalents de dose allant de 0,37 Sv à 2,1 Sv. L'expérimentateur est décédé 9 jours plus tard.

12-12-1952 – NRX – Chalk River (Canada)

Excursion de puissance due à un retrait des barres de contrôle par inadvertance, puis à la défaillance de la chute des barres de sécurité. Destruction du cœur et relâchement de $3,7 \cdot 10^{14}$ Bq qui se sont répandus dans les sous-sols du bâtiment avec environ 4 000 m³ d'eau de refroidissement du réacteur.

15-10-1955 – VINCA (Yougoslavie)

Divergence incontrôlée du réacteur due à une montée intempestive du niveau d'eau lourde due à une erreur de l'opérateur : six personnes ont reçu des équivalents de dose allant de 4 Sv jusqu'à 11 Sv. Une personne est décédée et les 5 autres ont été traitées à Paris par greffe de moelle osseuse.

29-11-1955 – EBR-1 (USA)

Excursion de puissance lors d'une expérience destinée à mesurer le coefficient de réactivité du réacteur. Le réactimètre n'était pas connecté au circuit de sécurité. Cet accident s'est traduit par la fusion d'environ 40 % du cœur.

03-01-1961 – SL1 – Idaho Falls (USA)

Excursion de puissance due à des erreurs humaines lors d'un retrait manuel de la barre de contrôle centrale : deux opérateurs ont été tués sur le coup par l'explosion qui a suivi cette excursion de puissance. Une troisième personne est morte deux heures après, des suites de blessures à la tête.

30-12-1965 – VENUS – Mol (Belgique)

Excursion de puissance due à des erreurs humaines lors du retrait d'une barre de contrôle : l'opérateur a reçu 5 Sv à la poitrine et 40 Sv au pied (amputation de la jambe).

07-11-1967 – SILOE – Grenoble (France)

Fusion partielle d'un élément combustible lors d'un essai en surpuissance : rejet d'une activité d'environ $2 \cdot 10^{15}$ Bq dans l'eau de la piscine et de $7,4 \cdot 10^{13}$ Bq par la cheminée (essentiellement des gaz rares).

23-09-1983 – RA-2 – Constituyentes (Argentine)

Excursion de puissance causée par un manque de respect des règles de sûreté lors d'une modification du cœur : les doses absorbées par l'opérateur ont été de l'ordre de 21 grays en rayons gamma et de 22 grays en neutrons. 13 autres personnes ont été exposées à des doses allant de 0,006 gray à 0,25 gray. L'opérateur est décédé 48 heures après l'accident.

Nota : à titre rétroactif, les incidents survenus à VÉNUS et à SILOÉ peuvent être classés au niveau 3 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) qui comporte 7 niveaux. Cette échelle a été mise en application en 1990 pour informer les médias et le public sur l'importance de ces événements du point de vue de la sûreté. Les autres accidents indiqués ci-dessus peuvent être classés au niveau 4.

Les axes de réflexion de l'Autorité de sûreté pour les prochaines années

par **Pascal Guillaud**, DSIN, Chargé d'affaires à la sous-direction « recherche, déchets démantèlement »

Le contrôle et le suivi des réacteurs expérimentaux et de recherche représentent pour l'Autorité de sûreté un exercice difficile. En effet, ces réacteurs constituent tous des cas particuliers, tant dans leur conception que dans leur finalité. Toutefois, et de manière schématique, les activités qui s'y déroulent peuvent être classées dans deux catégories distinctes : d'une part, les activités expérimentales, qui évoluent à un rythme rapide et pour lesquelles l'exploitant ne possède pas toujours une vision à long terme et, d'autre part, les activités d'exploitation, qui présentent quant à elles une relative stabilité dans le temps.

..

Suivi et contrôle des activités expérimentales

Dans leur principe, les réacteurs expérimentaux et de recherche peuvent être considérés comme des structures d'accueil dans lesquelles sont menées des activités de recherche, d'enseignement, ou de production de radioéléments artificiels destinés notamment au domaine médical.

Ces activités étant par nature très évolutives, leur description dans le référentiel de sûreté des réacteurs expérimentaux est, à de rares exceptions près, extrêmement succincte, indépendamment des risques qu'elles peuvent présenter. Aussi, préalablement à toute mise en place ou modification d'une expérience, l'exploitant doit engager un processus interne d'évaluation de la sûreté des opérations envisagées, qui peut le conduire dans certains cas à déposer un dossier de demande d'autorisation à la DSIN. Les expériences de moindre importance font, quant à elles, l'objet d'autorisations internes, selon des procédures bien établies.

La décision de soumettre à la DSIN l'approbation des conditions de réalisation d'une expérience appartient à l'exploitant. Lorsqu'elle n'est pas sollicitée, la DSIN peut provoquer des inspections afin de consulter les dossiers de conception, d'exploitation et de sûreté d'une expérience, et éventuellement demander à l'exploitant de corriger une situation qui lui semblerait anormale.

Ce système, qui permet à l'exploitant de conserver la souplesse nécessaire à la réalisation de ses activités expérimentales, a jusqu'à maintenant fonctionné correctement. Cependant, la DSIN juge indispensable d'acquiescer dans ce domaine une vision prospective suffisante pour s'assurer, avant leur démarrage, que les expériences présentant de réels enjeux de sûreté n'échapperont pas



Réacteur Osiris – Dispositif GRIFFONOS, têtes du dispositif avec ses deux tubes de face, avant mise en réacteur – sur le site du CEA de Saclay

à son approbation. A cet effet, la DSIN a demandé au CEA de lui fournir un calendrier prévisionnel des principales expériences prévues dans ses réacteurs.

D'autre part, la DSIN estime nécessaire de mieux définir, en concertation avec les exploitants, les critères techniques qui doivent déterminer le niveau de l'autorisation à obtenir pour la réalisation d'une expérience. Ces critères pourront par exemple porter sur la pression dans les dispositifs expérimentaux, la présence de sodium ou de NaK, les conséquences potentielles en cas d'incident sur les dispositifs, etc.

Des démarches vont donc être initiées en 1999, en complément de celles développées ci-dessous, afin de progresser sur ces différents aspects.

∴

Redéfinition du domaine de fonctionnement autorisé et de sa gestion

En dehors des expériences, les réacteurs expérimentaux font l'objet, de la part de l'Autorité de sûreté, d'un suivi comparable à celui d'autres installations nucléaires de base. Ainsi, toute création ou modification importante d'un réacteur donne lieu à l'élaboration d'une analyse de sûreté qui conduit la DSIN à définir un domaine technique dans lequel l'exploitant doit maintenir son installation. De façon concrète, la définition de ce domaine se traduit par la détermination de limites numériques associées à certains paramètres physiques importants pour la sûreté (puissance du réacteur, températures et débits dans le cœur, dépression dans les différents locaux, etc.).

Le respect de ces limites est bien sûr essentiel, mais le niveau de sûreté d'une installation dépend tout aussi étroitement de la manière dont sont conduites les opérations de maintenance et de modification, en particulier celles qui concernent des matériels importants pour la sûreté. D'autre part, le maintien durable d'une installation dans le domaine physique évoqué plus haut dépend de la capacité de ses équipements de contrôle, de régulation et de sauvegarde à remplir correctement leur fonction. Ces systèmes ne contribuent cependant pas tous dans une

même mesure à la sûreté du réacteur ; la réponse que l'exploitant apporte en cas de défaillance de chacun d'eux doit donc être adaptée à la nature du dysfonctionnement observé, et être formalisée dans des documents connus, voire approuvés, par la DSIN.

Actuellement, la frontière qui trace le contour du domaine de fonctionnement autorisé des installations (en d'autres termes, qui établit la distinction entre les opérations que l'exploitant est autorisé de façon permanente à réaliser et celles pour lesquelles un accord explicite de l'Autorité de sûreté est nécessaire) n'est pas définie de manière continue. Dessinée avec précision pour ce qui concerne les paramètres physiques à respecter, cette frontière devient floue, voire inexistante dès que l'on aborde la gestion des modifications, la maintenance, et l'exploitation en situation dégradée.

L'objectif de la DSIN à court terme est donc de recenser ces imprécisions avant d'engager un processus de redéfinition qui aura pour but d'établir une distinction claire entre les opérations qui doivent faire l'objet d'un accord de l'Autorité de sûreté et celles que l'exploitant peut effectuer sous sa propre responsabilité. Parmi ces dernières, coexisteront des opérations qui relèvent du domaine d'exploitation courant et d'autres qui, sans nécessiter un accord de l'Autorité de sûreté, devront faire l'objet d'un examen interne de la part de l'exploitant, selon des procédures établies.

La DSIN évaluera sur plusieurs dossiers concrets la mise en application de ces procédures. A la suite de cette évaluation, s'il apparaît que l'organisation interne de l'exploitant est satisfaisante, et dans la mesure où celui-ci aura montré sa capacité à assumer correctement ses responsabilités en matière de sûreté, la DSIN pourra décider d'élargir le domaine de fonctionnement autorisé des réacteurs. Cette opération, qui conduira à déléguer à l'exploitant un plus grand nombre d'autorisations mineures, permettra à l'Autorité de sûreté de libérer du temps pour l'encadrement des activités qui présentent de réels enjeux de sûreté.

La première étape de cette démarche a commencé il y a plusieurs années, lorsque la DSIN a demandé aux exploitants de se conformer aux exigences de l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité de la conception, de la

construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base. Les exploitants ont dû définir à cette occasion des listes d'éléments importants pour la sûreté et d'activités concernées par la qualité, et ont dû mettre en place une organisation adaptée.

L'essentiel de la tâche consiste donc maintenant à examiner le bien-fondé et la cohérence des informations fournies, à vérifier qu'elles couvrent les différents aspects développés plus haut, à demander d'éventuels compléments et à obtenir des exploitants qu'ils précisent leur référentiel de sûreté afin de le recentrer sur ces points, avant de passer à la phase d'élargissement évoquée au paragraphe précédent.

∴

Harmonisation des essais périodiques

Le troisième thème de réflexion de la DSIN pour le proche avenir concerne l'harmonisation des documents de sûreté des réacteurs expérimentaux, et plus particulièrement ceux qui traitent des contrôles et essais périodiques. Pour un type de matériel donné, les

règles de maintenance et de vérification sont parfois très différentes d'une installation à l'autre. L'objectif de la DSIN est donc de déterminer, pour chaque élément important pour la sûreté et en concertation avec les exploitants, le type de contrôle et la périodicité qui conviennent et d'élaborer, en matière de vérifications périodiques, un guide de bonnes pratiques auquel pourront se référer l'exploitant et les organismes de sûreté.

∴

Ces axes de travail traduisent la volonté de l'Autorité de sûreté de mieux exercer à différents niveaux son contrôle sur les activités qu'elle estime importantes pour la sûreté, tout en donnant à l'exploitant une plus grande latitude dans les autres domaines de l'exploitation. L'aboutissement de cette démarche suppose que la frontière entre ces deux domaines ait été au préalable correctement définie et que les structures de contrôle de l'exploitant se soient montrées capables de s'adapter de façon satisfaisante à l'évolution des méthodes de travail découlant de cette nouvelle répartition des tâches.

Comment concilier liberté de recherche et sûreté

par **Monique Séné**, Chercheur honoraire au CNRS, Présidente du GSIEN

La liberté d'un individu s'arrête où celle des autres commence. Ce vieil adage n'a pas à être transgressé par les chercheurs, car que signifie liberté de recherche ?

- liberté de son thème de recherche ?
- liberté de poursuivre une recherche sans s'impliquer dans ses conséquences ?
- liberté de mener une recherche sans le respect des règles élémentaires de sûreté pour son entourage, son environnement ?

La recherche est insérée dans le monde réel et elle doit en tenir compte. Après tout, le chercheur n'appréhende qu'une part de la vérité et il se doit d'écouter les autres. En particulier, sur les gros équipements (accélérateurs, réacteurs ou bateaux), l'avis de professionnels de la sûreté aide à mieux contrôler la mise en place d'une expérimentation nouvelle.

Quant aux conséquences, le chercheur peut toujours affirmer que son sujet lui échappe dès qu'il vient sur la place publique. Il peut croire qu'il a la liberté de laisser les autres découvrir les dangers et qu'il n'a aucune responsabilité si l'emploi qui en est fait n'est pas exactement un bien pour ses semblables.

Mais même s'il est exact que, la boîte de Pandore une fois ouverte, on ne maîtrise pas les développements ultérieurs, on ne peut pas tout faire sous prétexte de recherche.

Qu'il soit passionnant de « jouer » avec des outils performants, de les mettre au point, n'empêche nullement d'être respectueux de ceux qui vous entourent.

L'analyse de quelques incidents récents met mieux en perspective que la question n'est pas comment concilier liberté de recherche et sûreté mais plutôt pourquoi il faut accepter les deux approches.

Janvier 1999 : incendie dans un hall expérimental au CERN (Centre Européen de Recherches Nucléaires près de Genève). Cet

incendie s'est déclaré lors du démantèlement d'un calorimètre utilisant des plaques d'uranium métal, matériau pyrophore sous forme pulvérulente. L'entreprise chargée de la mise en œuvre n'a pas été mise au courant des dangers et n'a donc pas procédé au démontage d'une façon correcte. Résultat : un début d'incendie, des ouvriers soumis à une irradiation inutile, une zone contaminée.

Les chercheurs utilisant ce calorimètre n'étaient plus sur site depuis 9 ans. A qui avait-on transmis les connaissances ? Qui suivait le chantier ?

Et il s'agit d'un site de recherche international, bravo !

Août 1998 : découverte, sur l'aire de stockage des mâchefers d'une usine d'incinération d'ordures ménagères à Villejust dans l'Essonne, de taches de contamination radioactive. L'examen révèle qu'il s'agit de résidus de traitement de cibles irradiées probablement dans un faisceau d'accélérateur. On a seulement pu dater le dépôt : les résidus ont entre 6 mois et 2 ans. Quel est donc le laboratoire responsable ? Impossible de le savoir car personne ne s'est fait connaître et qu'on a une connaissance approximative du problème.

Cependant, il s'agit de l'usine d'incinération d'ordures, donc ce ne peuvent être que les laboratoires du secteur (Orsay, Saclay, Gif, Palaiseau et Bruyères-le-Châtel) qui sont en cause. Plusieurs questions restent aussi sans réponse :

- où a-t-on irradié les cibles ?
- comment les a-t-on transportées d'un site à l'autre et répertoriées dans le laboratoire incriminé ?
- comment sont-elles sorties de l'inventaire de ce laboratoire pour se retrouver à Villejust ?
- combien de tonnes de mâchefers ont été contaminées, transportées sur d'autres sites

puis utilisées en construction ou tout autre usage ?

Cet incident met en avant le non-respect de toute une réglementation sur la manipulation des produits radioactifs dans les laboratoires et la légèreté sans excuse de chercheurs qui se permettent de se débarrasser de résidus en dehors de toute règle.

En 1997 divers incidents avaient été recensés dans les sites de recherche :

– au Laboratoire pour l'Utilisation du Rayonnement Electromagnétique (LURE sis à Orsay) où les expérimentateurs avaient démonté une serrure d'accès, permettant la présence simultanée d'un chercheur et du faisceau dans la zone expérimentale. L'incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES par la DSIN pour « *défaillance importante dans les lignes de défense et manque de culture de sûreté* ». L'une des explications a été que cette serrure grippée retardait un travail de thèse car l'accès était rendu impossible et on perdait du temps de faisceau... Et pourtant rien ne justifie un tel manquement aux règles ;

– dans différents laboratoires du CEA (Laboratoire d'Analyses des Matériaux Actifs, Laboratoire d'Etudes et de Fabrications expérimentales de Combustibles nucléaires

Avancés) où il s'est avéré que la gestion des échantillons (tronçons de crayons irradiés) était défectueuse. De l'impossibilité de retrouver les matériaux à la découverte de matériaux non répertoriés, les manquements relevaient d'un manque certain de culture de sûreté et de la négligence des chercheurs.

Tous ces incidents ont d'ailleurs été classés au niveau 2 de l'échelle INES pour « *gestion défailante de matières sensibles* ».

J'ai surtout pris mes exemples dans le domaine nucléaire, mais la recherche dans son ensemble, chimie, biologie, doit se plier aux exigences de rigueur de la sûreté pour que la sécurité des personnels soit assurée.

La réalisation d'une expérience et son analyse sont tributaires de la rigueur mise en jeu pour comprendre les phénomènes. C'est donc tout naturellement que les règles de sûreté seront mises en place. Des inconnues peuvent subsister mais une démarche de prudence permet de minimiser l'impact d'une erreur de manipulation.

La liberté de la recherche et la sûreté ne sont pas antagonistes mais bien au contraire indispensables l'une et l'autre à la démarche scientifique.

L'exil du citoyen et de la demande sociale

par **Jean-François Weil**, Délégué de l'Association
Pour la Recherche et l'Information Indépendante sur la radioactivité
(APRII-RAD) – Provence – Alpes du Sud

Pour le citoyen, la question n'est pas *que* cherche-t-on, mais *pourquoi* et *comment*. Entre la quiétude péremptoire et les pronostics irrationnels, le citoyen ne peut éviter ni la certitude de risques, ni l'incertitude sur les risques.

Parmi les images qui dépeignent la recherche (le chien truffier, le professeur Tournesol, le grand sorcier ou ses apprentis), émerge la question de la *maîtrise sociale* des activités de recherche. Entre la laisse stricte et la fantaisie déferlante, la démarche heuristique doit avoir une place. Mais, puisque l'ouverture de « Contrôle » à des voix associatives questionne l'acceptabilité sociale, nous en évoquerons quelques limites ou conditions. En effet, le contrat social de la démocratie implique des choix débattus et adoptés par les citoyens ou leurs représentants (dont la légitimité repose, ou sur l'élection, ou sur l'association). Il serait banal de rappeler combien le nucléaire a fait *exception* à ce principe. Doit-il en aller ainsi ?

Distinguons trois groupes de recherches : sur la connaissance des phénomènes dans les réacteurs, sur les déchets, sur les nouvelles générations de réacteurs.

Les études sur le devenir des déchets sont inscrites dans *la loi*. Il a fallu plusieurs années pour que la Commission Nationale d'Évaluation estime respectés les axes de cette loi (unique). Absence d'inventaires complets, absence de stratégies unifiées et de calendrier restent critiquées par cet aréopage. Autrement dit, opacités diverses et dynamiques disparates entravent l'application de la loi. Le mécanisme prévu par le législateur (programmes + commission d'évaluation) contribue donc à la pertinence des recherches et au respect des décisions publiques.

A contrario, les autres recherches pâtissent de n'être encadrées ni par la loi, ni par une instance de veille ou d'orientation. Comme si une « raison d'état » implicite et singulière nimbait chaque labo. Dans les enquêtes publiques, contenu et justification des recherches sont souvent exposés sans lumière trop crue. Quand redonnera-t-on aux citoyens le pouvoir d'arbitrer sur la *légitimité* des recherches à engager ?

A l'heure actuelle, la plupart des études ont un caractère *défensif* : connaissance des dégradations, retour d'expérience incidente et dynamique accidentelle. Le tribut budgétaire est lourd, sans certitude d'endiguer les risques.

Quand Phébus explore la fusion du cœur, on modélise des améliorations possibles mais pertinentes seulement dans l'hypothèse où de nouveaux réacteurs verraient le jour. Quand on multiplie les programmes liés à la moxification du parc, on préjuge de l'aléatoire avenir du retraitement. Quand on présente le projet Horowitz comme machine à tout faire, neutrons lents, rapides, incinérateur, surgénérateur, on ouvre le parapluie au point de boucher l'horizon. Dans tous ces cas, les investissements anticipent sur des politiques qui doivent être débattues, et accaparent illégitimement une part démesurée du capital humain et scientifique, au détriment notamment de la diversification énergétique nécessaire.

Sait-on où l'on va ? Ou s'agit-il uniquement de perpétuer la filière, le filon ? Assurément, les recherches pourraient améliorer les outils et les concepts. On lit par exemple avec intérêt qu'une modélisation franco-allemande de dispersion des rejets accompagne l'EPR. Mais est-ce à dire que la réglementation

intégrera des contraintes de doses harmonisées ? Inversement, l'éloge de la fusion fait toujours fi des doses dues au tritium rejeté. Et tous les réacteurs de recherche et « du futur » alourdissent l'addition des déchets et des *rejets* : où est le progrès ?

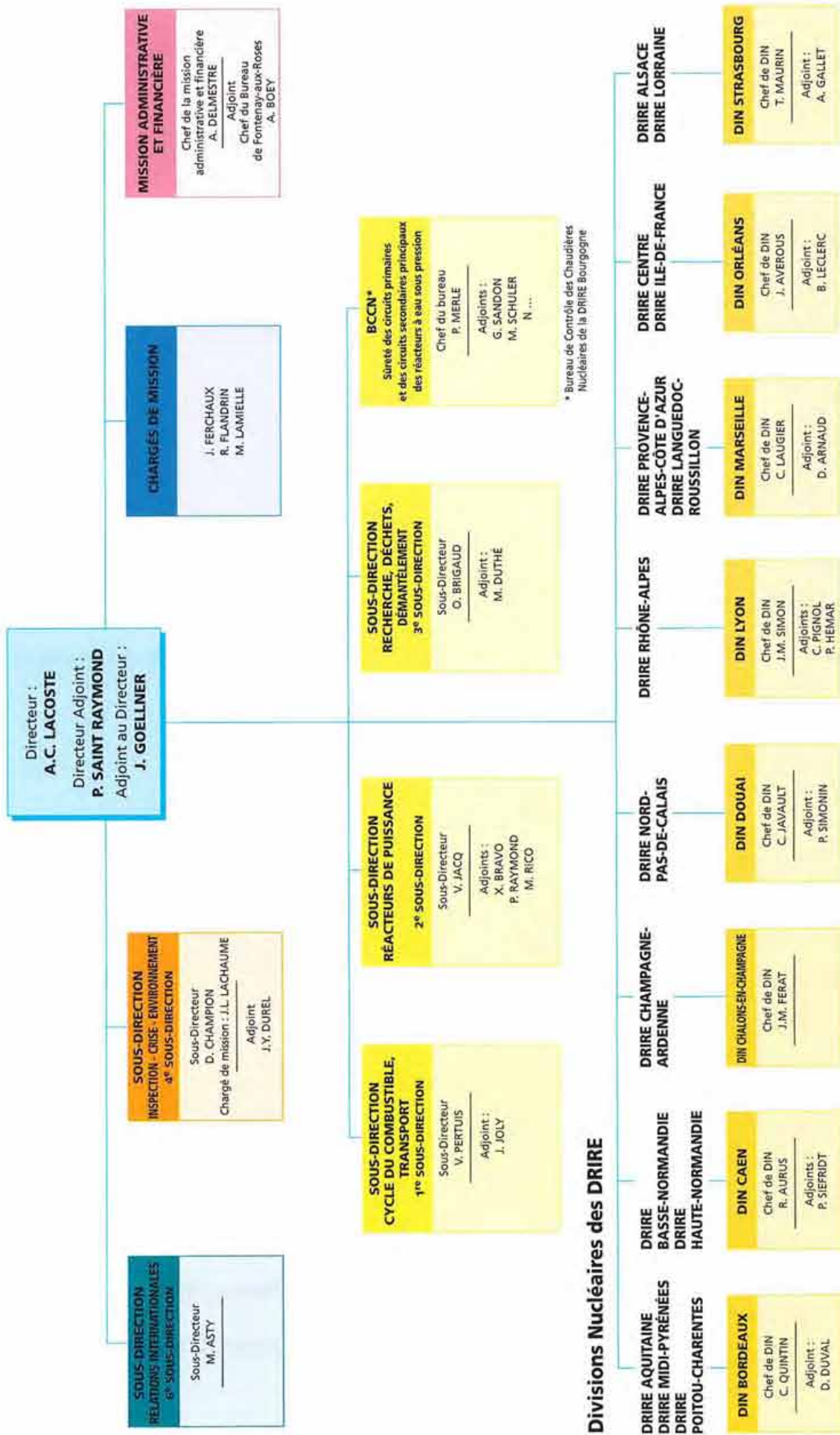
Globalement, acquis et projets paraissent maigrement innovants face aux moyens et aux budgets engloutis. N'est-il pas temps de rendre la parole aux citoyens pour choisir les meilleurs emplois des compétences et des moyens disponibles ?



Réacteur Phébus – sur le site du CEA de Cadarache

Autorité de sûreté nucléaire

Organigramme au 1^{er} avril 1999



« CONTROLE »*

LA REVUE DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE »

BULLETIN DE

1^{er} ABONNEMENT

OU

MODIFICATIONS (99)

N° D'ABONNÉ

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

NOM

Prénom

Société ou organisme

Division ou service

Fonction

Adresse Professionnelle ou Personnelle Cocher la case correspondante

Code postal Ville Pays

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

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

Oui Non

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

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

* Abonnement gratuit.

« CONTROLE »

LA REVUE DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE »

est publiée conjointement par le ministère de l'économie, des finances et de l'industrie
secrétariat d'état à l'industrie
et le ministère de l'aménagement du territoire et de l'environnement

99, rue de Grenelle, 75353 Paris 07 SP

Diffusion : Tél. 33 (0) 1 43.19.32.16 – Fax : 33 (0) 1 43.19.23.31 – Mel : Dsin.PUBLICATIONS@industrie.gouv.fr

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

Rédacteurs en chef : Michel DUTHÉ et Pascal GUILLAUD

Assistante de rédaction : Isabelle THOMAS

Photos : CEA, IPSN, EDF, M. Guidez, M. Petitcolas

ISSN : 1254-8146

Commission paritaire : 1294 AD

Imprimerie : Louis-Jean, BP 87, GAP Cedex

Le magazine télématique

3614 MAGNUC

L'actualité de la sûreté nucléaire et de la radioprotection



En France : 3614 MAGNUC - de l'étranger : 33 8 36 43 14 14 MAGNUC