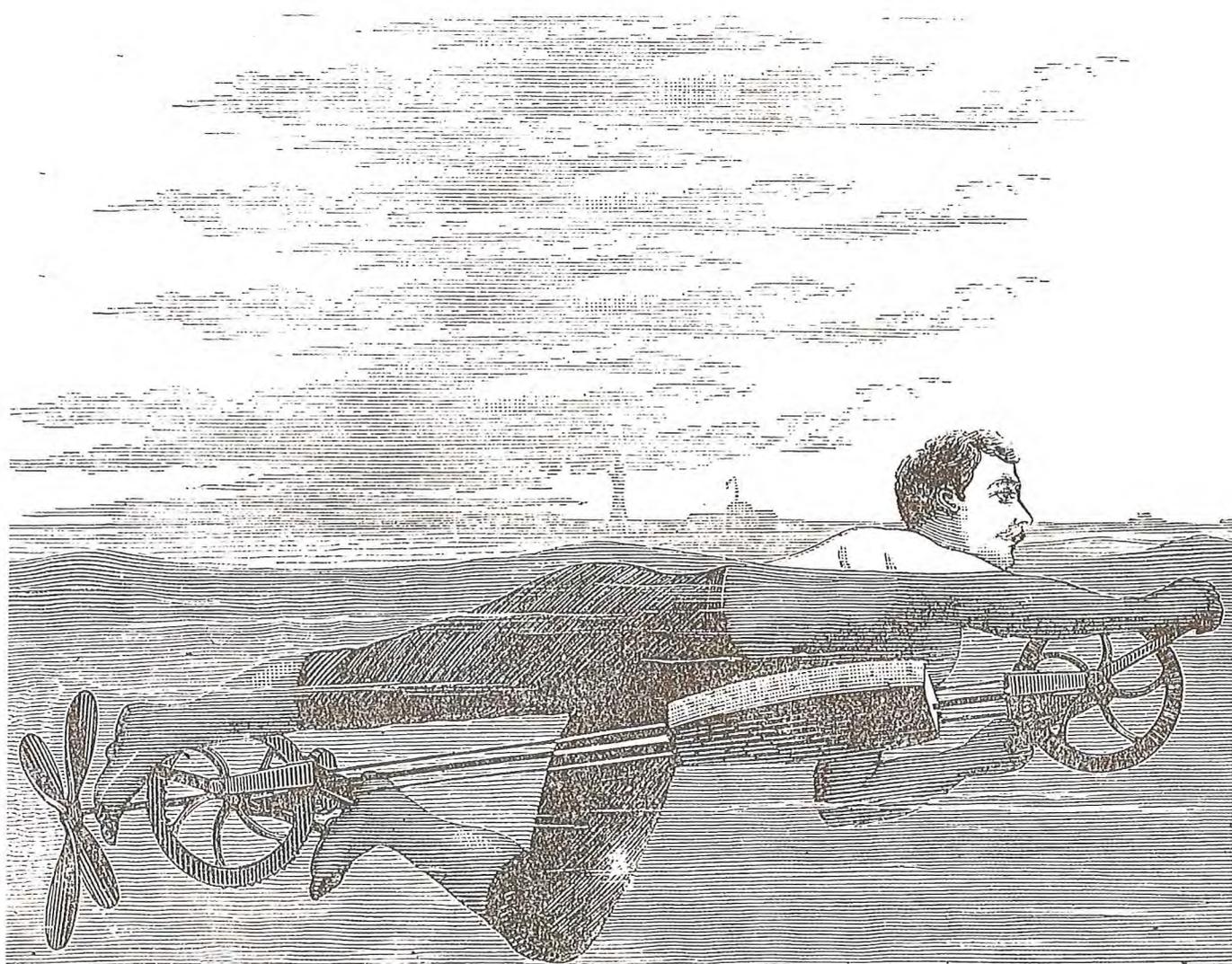


C O N T R O L E

LA REVUE
DE L'AUTORITÉ
DE SÛRETÉ
NUCLÉAIRE
N° 105
JUIN 95

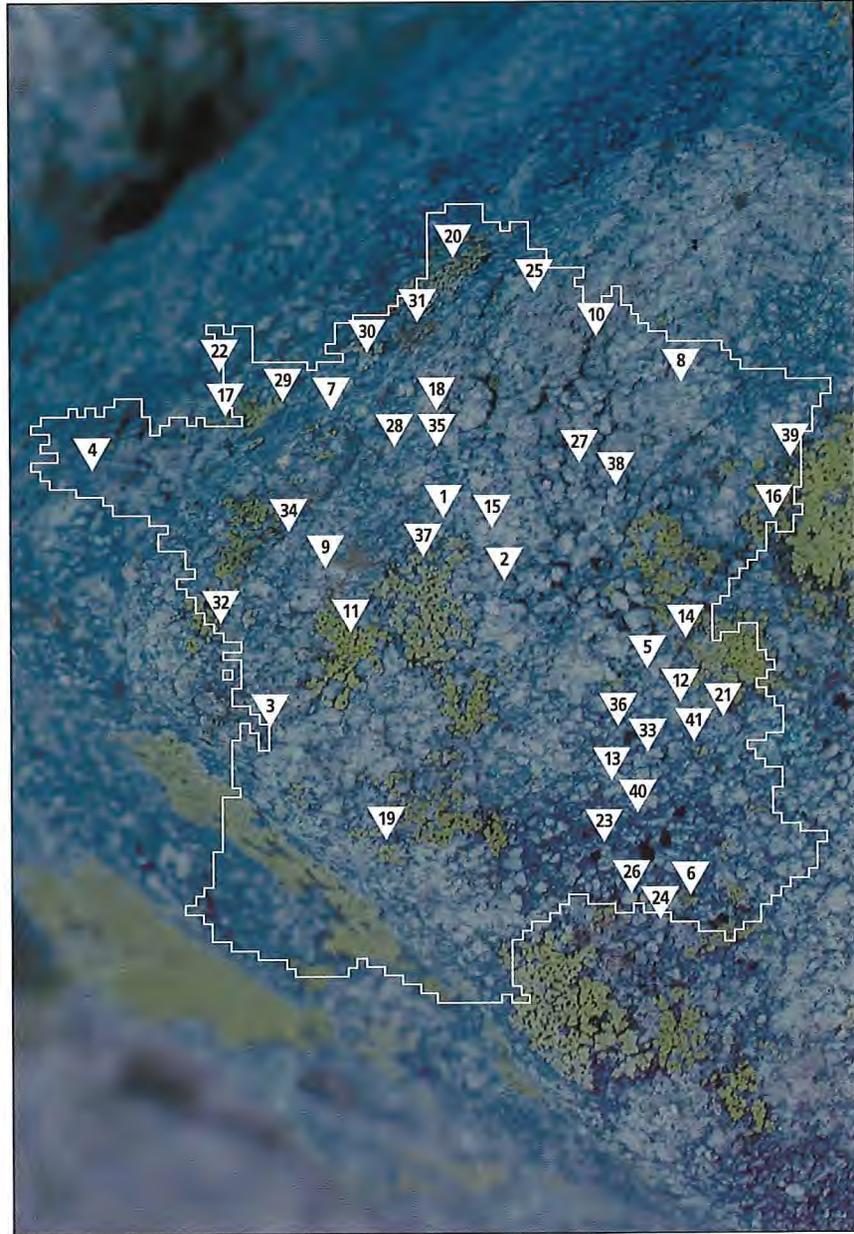


Dossier :
La sûreté des réacteurs du futur
le projet EPR



Les installations

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



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

Le dossier de ce numéro 105 de la revue Contrôle est consacré à la sûreté des réacteurs électro-nucléaires du futur, et en particulier au projet EPR (European Pressurized Reactor) élaboré en commun entre la France et l'Allemagne. Il a été préparé conjointement par l'Autorité de sûreté nucléaire française, la DSIN, et son homologue allemand, le BMU, et fera l'objet de tirages séparés en allemand et en anglais. Par sa nature et par les conditions de sa préparation, il manifeste le caractère de plus en plus international des questions de sûreté nucléaire.

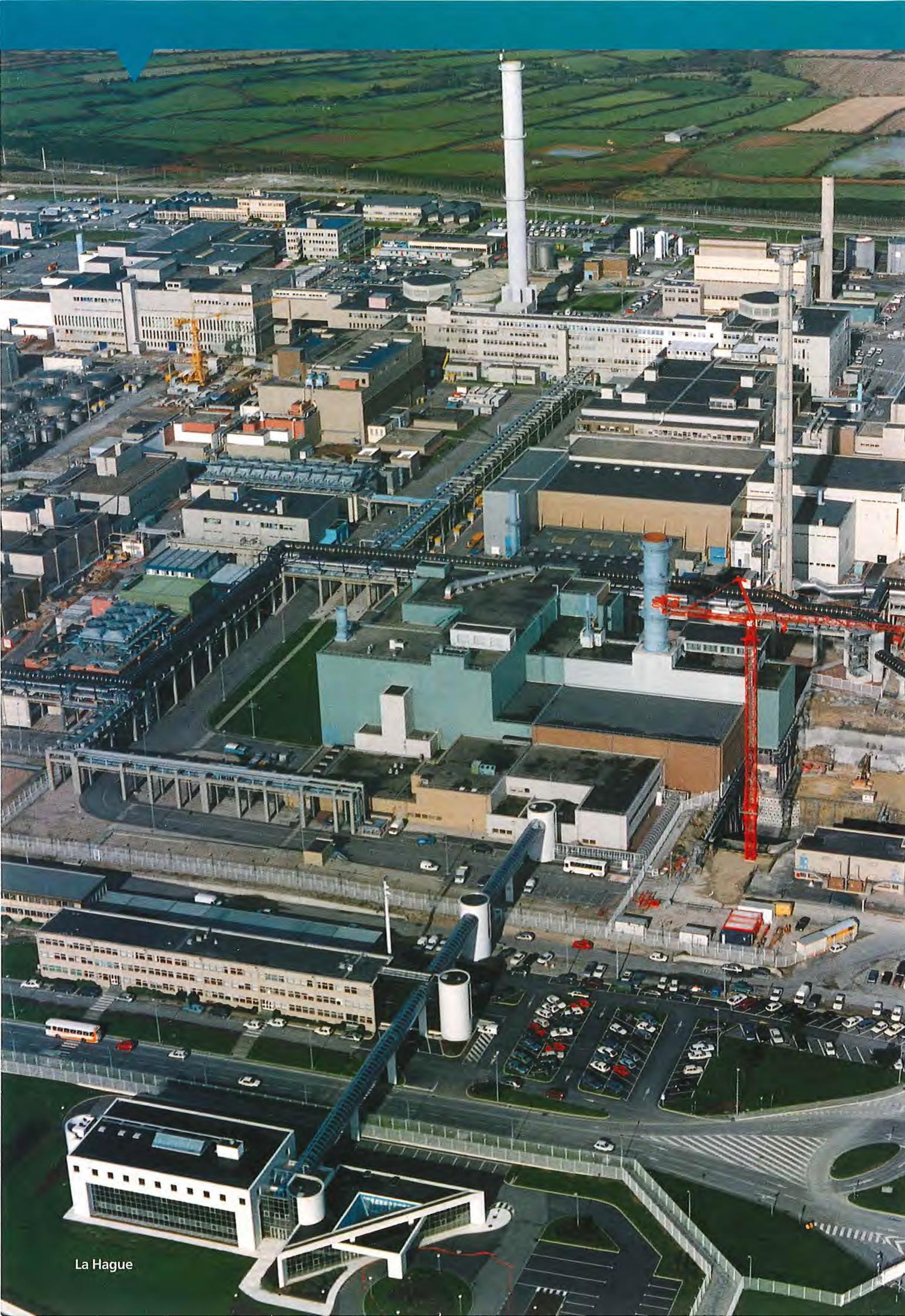
André-Claude LACOSTE
Directeur de la Sûreté
des Installations Nucléaires



Sommaire

- 2** Les installations
- 16** En bref... France
- 20** Relations internationales
- 25** Dossier : La sûreté des réacteurs du futur – le projet EPR





La Hague

Les installations

Au cours des mois de mars et avril, 17 événements ont été classés au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES, dont 15 dans les centrales et 2 dans les autres installations. Aucun événement n'a été classé au niveau 2 ou au-dessus. Par ailleurs, 97 inspections ont été effectuées.

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

Anomalie générique

Utilisation de graisse inadaptée pour la lubrification de vannes de circuits annexes du circuit primaire

Lors d'une visite technique effectuée fin janvier, l'exploitant de Penly a constaté que 14 vannes appartenant à des circuits annexes du circuit primaire du réacteur 2 avaient été lubrifiées avec une graisse inadaptée lors du dernier arrêt pour maintenance et rechargement du combustible (voir Contrôle 104).

Le circuit primaire est un circuit fermé, contenant de l'eau sous pression. Cette eau, mise en mouvement par les pompes primaires, s'échauffe dans la cuve du réacteur au contact des éléments combustibles. Dans les générateurs de vapeur, elle cède la chaleur acquise à l'eau du circuit secondaire pour produire la vapeur destinée à entraîner le groupe turbo-alternateur.

Plusieurs circuits hydrauliques annexes sont branchés sur le circuit primaire, pour assurer diverses fonctions d'exploitation et de sûreté. Ces circuits sont munis de vannes qui doivent pouvoir fonctionner correctement, y compris en cas d'accident. L'erreur commise n'a aucun impact sur le fonctionnement du réacteur en conditions normales, mais il y a un risque que le fonctionnement des vannes incriminées ne soit pas totalement satisfaisant dans la phase la plus critique d'un accident hypothétique pris en compte dans l'analyse de sûreté des réacteurs.

Cette erreur, qui remontait au mois d'octobre 1994, résulte d'un défaut d'organisation des activités de sous-traitance. A la fin du mois d'avril, parmi les réacteurs susceptibles d'être affectés (Golfech 2, Cattenom 1 à 4, Belleville 2, Gravelines 1 à 6, Blayais 1 et Dampierre 3), l'anomalie a été découverte sur Penly 2, Belleville 2 et Dampierre 3. Ces constats ont conduit l'exploitant à déclarer cette

anomalie comme incident générique.

EDF s'est engagé à remédier à ce problème de graissage à l'occasion des prochains arrêts des réacteurs pour rechargement en combustible.

En raison de la dégradation affectant le fonctionnement de plusieurs organes de systèmes de sauvegarde, et de son caractère générique, cet **incident** a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

2

Belleville Cher

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 5 avril a eu pour but de faire le point sur le suivi et la maintenance des systèmes de sauvegarde d'alimentation en eau des générateurs de vapeur et d'aspersion dans l'enceinte.

L'inspection du 21 avril a eu pour objectif de vérifier la maintenance réalisée sur les diesels de secours et sur les tableaux électriques, par rapport au programme de base de maintenance préventive.

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 27 avril.

Réacteur 1

Entre le 10 et le 29 mars, alors que le réacteur était en fonctionnement, le système destiné à éviter l'interaction entre les pastilles et la gaine des éléments combustibles du réacteur a été réglé de façon incorrecte.

Le cœur du réacteur est constitué d'éléments combustibles composés de tubes en alliage de zirconium, appelés gaines, qui contiennent un empilement de pastilles cylindriques d'oxyde d'uranium au sein desquelles a lieu la réaction nucléaire.

Les pastilles subissent un gonflement progressif au cours du fonctionnement du réacteur. Un jeu entre les pastilles et la gaine est donc ménagé lors de la fabrication. Si, par suite d'un gonflement trop important, ce jeu venait à être comblé, il y aurait interaction entre les pastilles et la gaine, puis rupture de la gaine. L'importance du gonflement dépend de la puissance fournie par le réacteur. Pour éviter l'interaction pastille/gaine, un automatisme limite à un certain seuil la puissance maximale fournie par le réacteur. Le réglage de ce seuil est réalisé périodiquement, au maximum tous les 10 jours, à partir des calculs de l'évolution antérieure du cœur.

De fait, le contrôle et le réglage du seuil n'ont pas été réalisés entre le 10 et le 29 mars. Le seuil a donc été maintenu à une valeur légèrement trop élevée.

Cet incident n'a eu aucune conséquence, le réacteur n'ayant, en réalité, pas dépassé le seuil qui aurait dû normalement lui être affecté. L'identification de l'écart n'a eu lieu que le 29 mars, au cours d'une investigation complémentaire initiée à la suite d'un incident de même nature à Penly. Le réacteur 2 n'est pas affecté.

En raison de la dégradation partielle d'une fonction de sûreté, cet **incident** a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Le 28 avril, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que la retransmission en salle de commande de deux mesures redondantes de radioactivité (KRT) effectuées dans le bâtiment du réacteur ne couvrait pas la gamme d'activité initialement prévue.

Le système KRT comprend 55 chaînes de mesure par réacteur. Il permet de surveiller les rejets radioactifs et les niveaux de radioactivité à l'intérieur des bâtiments et sur le site.

L'exploitant a identifié l'anomalie de façon fortuite lors d'une interven-

tion sur les chaînes. La gamme de mesure des enregistreurs des deux chaînes incriminées a été remise en conformité. L'exploitant a également vérifié que cette anomalie n'affectait pas l'autre réacteur du site.

L'anomalie n'a eu de conséquence ni sur la sûreté de l'installation, ni sur l'environnement. Mais, étant révélateur d'une défaillance de mode commun, cet **incident** a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.



**Blayais
Gironde**

► **Centrale EDF**

Réacteur 2

Le réacteur, qui était à l'arrêt pour rechargement en combustible et visite partielle depuis le 25 février, a été autorisé à redémarrer le 31 mars. La divergence a eu lieu le 2 avril.

L'**inspection** du 5 avril, qui portait sur les essais au redémarrage, a été prolongée jusqu'au 6 avril et a conduit à interrompre ces essais alors que le réacteur se trouvait à 50 % de puissance. Elle a en effet mis en évidence des anomalies, notamment une erreur d'étalonnage d'un appareil de mesure de réactivité. Après redépouillement des résultats prenant en compte l'erreur commise, la DSIN a autorisé le réacteur à poursuivre ces essais le 7 avril.

Réacteur 3

Le réacteur a été arrêté du 2 au 11 mars pour contrôler les viroles enveloppes des faisceaux tubulaires de ses générateurs de vapeur, conformément à la demande de la DSIN faisant suite à la découverte, lors de l'arrêt pour rechargement de ce réacteur en 1994, d'un affaissement de ces viroles (voir Contrôle 100/101). Les contrôles menés par l'exploitant ont montré la bonne tenue du supportage de la virole enveloppe de faisceau tubulaire, réalisé sur l'un des générateurs de vapeur, et l'aptitude de l'instrumentation installée sur deux générateurs de vapeur à suivre les déplacements de ces viroles.

Le 14 mars, lors d'opérations faisant suite au redémarrage, une vanne appartenant à un circuit annexe du circuit primaire n'a pas pu être fermée

depuis la salle de commande. Après examen, l'exploitant a constaté que le réglage du système de manœuvre de cette vanne était mauvais et ne permettait pas la fermeture automatique.

Le circuit primaire est un circuit fermé, contenant de l'eau sous pression. Cette eau, mise en mouvement par les pompes primaires, s'échauffe dans la cuve du réacteur au contact des éléments combustibles. Dans les générateurs de vapeur, elle cède la chaleur acquise à l'eau du circuit secondaire pour produire la vapeur destinée à entraîner le groupe turbo-alternateur.

Plusieurs circuits hydrauliques annexes sont branchés sur le circuit primaire, pour assurer diverses fonctions d'exploitation et de sûreté. Ces circuits sont munis de vannes, qui doivent pouvoir fonctionner correctement, y compris en cas d'accident. La vanne défaillante faisait partie d'un ensemble de 62 vannes dont le réglage avait été vérifié quatre jours avant. Cependant, sur 12 de ces vannes, cette vérification n'avait pas été correctement effectuée par le service chargé de la maintenance, ainsi que l'a montré une vérification plus approfondie effectuée postérieurement à l'incident.

D'autres incidents affectant le même type de vannes se sont déjà produits plusieurs fois sur des réacteurs du parc nucléaire. La DSIN a demandé en conséquence à l'exploitant de revoir les dispositions prises à la suite de ces incidents et, le cas échéant, de les renforcer.

Cette anomalie n'a eu aucune conséquence. Cependant, dans le cas d'un accident nécessitant un isolement de l'enceinte, le risque de ne pas pouvoir effectuer cet isolement aurait été augmenté.

En raison d'une défaillance affectant une fonction de sûreté, et d'un défaut de l'assurance de la qualité lié à l'application d'une procédure mise en place par le site à la suite du retour d'expérience du parc nucléaire, cet **incident** a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

L'**inspection** du 6 mars a eu pour thème la réparation effectuée durant l'été 1994 sur un générateur de vapeur. Les inspecteurs ont vérifié le contenu du programme de contrôle de la réparation prévu par EDF, et ont examiné de visu l'état de la réparation.

Réacteur 4

Le réacteur, en prolongation de cycle depuis le 4 février, a été arrêté le 1^{er} avril pour **visite décennale** et rechargement en combustible.



**Bugey
Ain**

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'**inspection** du 22 mars a porté sur l'installation des limiteurs d'injection de carburant permettant d'éviter les problèmes de fissuration des pistons des groupes électrogènes à moteur diesel. Les inspecteurs ont effectué une visite des locaux où se trouvent les groupes électrogènes et les batteries de secours.

L'**inspection** du 6 avril a porté sur la mise en place de « consultants facteur humain », initiative récente d'EDF. Il s'agissait essentiellement d'appréhender leur mission vis-à-vis de la conduite des réacteurs.

Réacteur 1 (filière uranium naturel-graphite-gaz)

Sur cette installation, en état d'**arrêt définitif** de production depuis le 27 mai 1994, le déchargement final du cœur et l'évacuation hors du site du combustible irradié se sont poursuivis sans difficulté particulière. L'**inspection** du 29 mars a eu pour objet d'examiner l'état d'avancement de ces opérations.

Réacteur 2

Le réacteur est passé en prolongation de cycle le 3 avril et a été arrêté le 29 avril pour visite partielle et rechargement en combustible.

Le 30 avril, alors que le réacteur était en phase de descente en pression et en température, l'exploitant est sorti du domaine autorisé de fonctionnement pression/température (appelé « chaussette »).

Dans chacune des configurations du réacteur, la pression et la température du circuit primaire doivent rester dans ce domaine prédéfini permettant si besoin est de garantir la tenue mécanique du circuit primaire. Lors de la descente en pression et en température, en tout début d'arrêt

du réacteur, l'exploitant a réalisé trop tôt une manœuvre normale d'exploitation. Cette manœuvre, effectuée dans un état inapproprié du réacteur, a compliqué la conduite de la dépressurisation du circuit primaire. Il s'en est suivi une sortie de la « chaussette » qui a nécessité l'arrêt des pompes primaires. Le point de fonctionnement a été ramené dans la « chaussette » une heure et quart après la sortie de ce domaine ; la situation est redevenue totalement conforme aux spécifications techniques d'exploitation deux heures plus tard.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation ; l'évacuation de la puissance résiduelle a toujours été assurée et les circuits de sauvegarde étaient disponibles.

En raison de la mauvaise programmation d'une opération de conduite, cet **incident** a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Réacteur 3

Le réacteur était à l'arrêt depuis le 24 février pour intervenir sur divers circuits annexes du circuit primaire.

Le 3 mars, alors que les opérations de redémarrage étaient en cours (cœur chargé mais puissance nulle), un défaut de connectique est apparu lors d'une intervention sur un capteur de pression et a entraîné la chute automatique de grappes de contrôle.

Un seul opérateur était présent à ce moment-là en salle de commande, l'autre s'étant momentanément absenté. Il n'a pas immédiatement détecté la chute des grappes et n'a donc pas utilisé la procédure adéquate, consistant à vérifier l'origine de l'arrêt, ni engagé les actions appropriées. L'arrivée en salle de commande d'une autre personne, une quinzaine de minutes après la chute des grappes, a permis de réaliser ces actions.

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

- ajouter ou diluer du bore dans l'eau du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire ;
- introduire ou extraire les grappes de commande dans le cœur ; ces grappes ont également la propriété d'absorber les neutrons.

En période d'arrêt, la plupart des grappes de contrôles sont insérées dans le cœur ; la concentration en bore est alors fortement augmentée afin de se prémunir d'incidents de réactivité. De plus, et afin de conserver une sécurité en cas de diminution intempestive de cette concentration en bore, certaines grappes de contrôle sont maintenues en dehors du cœur, pour que leur chute puisse étouffer efficacement la réaction nucléaire en cas de besoin.

Au cours de l'incident, ces grappes ont chuté et entraîné l'arrêt automatique du réacteur. La sûreté de l'installation n'a pas été mise en cause car la concentration en bore est toujours restée suffisante et la séquence d'arrêt automatique s'est déroulée correctement.

La DSIN et la DRIRE Rhône-Alpes ont effectué, le 16 mars, une **inspection** sur le site afin de connaître le déroulement précis de cet incident. Les inspecteurs ont notamment constaté :

- une préparation insuffisante de l'intervention sur le capteur de pression. En particulier, le risque de générer un ordre d'arrêt automatique du réacteur n'avait pas été identifié ;
- l'imprécision des documents de conduite (fiche d'alarme) qui auraient dû être utilisés à la suite de l'arrêt automatique.

Compte tenu de ces constats et en raison du non-respect de la procédure applicable après un arrêt automatique du réacteur, cet **incident** a été classé, à la demande de l'Autorité de sûreté nucléaire, au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Réacteur 4

Le 21 mars, alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a détecté un remplissage insuffisant du réservoir de carburant d'un des deux groupes électrogènes à moteur diesel.

Deux groupes électrogènes à moteur diesel, redondants, sont utilisés en cas de perte des alimentations électriques normales du réacteur. Ils permettent, dans cette situation, d'assurer le fonctionnement des systèmes de sauvegarde. Chaque groupe électrogène est alimenté en carburant à partir d'un réservoir qui lui est propre ; ce réservoir est lui-même alimenté à partir d'autres réserves communes à l'ensemble du site.

L'exploitant démarre périodiquement ces groupes électrogènes afin de vé-

rifier leurs performances. A la suite du dernier essai de l'un des deux groupes électrogènes, effectué le 6 mars dernier, l'exploitant n'a pas rempli le réservoir et n'a ainsi pas compensé le carburant consommé lors de l'essai. Le volume de carburant est donc resté inférieur à la valeur requise par les spécifications techniques d'exploitation pendant deux semaines alors que, dans cette configuration, ces spécifications demandent que le réacteur soit arrêté sous trois jours. Dès la découverte de l'anomalie, un appoint en carburant a été réalisé. La sûreté de l'installation n'a cependant pas été mise en cause car les alimentations électriques normales, le second diesel et la réalimentation en carburant du réservoir incriminé ont toujours été disponibles.

En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation, cet **incident** a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

L'**inspection** du 20 avril a eu pour but de faire un point sur différents problèmes concernant la protection contre l'incendie.

Réacteur 5

L'**inspection** du 9 mars a porté sur le respect des spécifications techniques relatives à la prolongation de cycle commencée le 2 février.

Le réacteur a été mis à l'**arrêt** le 18 mars pour visite partielle et renouvellement du combustible. Cet arrêt a été mis à profit pour passer en gestion « Garantie » (gestion par quart de cœur avec du combustible enrichi à 3,7 % en uranium 235).

6

Cadarache
Bouches-du-Rhône

► Centre d'études du CEA

Installation Chicade

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **notifié** les prescriptions techniques applicables au bâtiment FA326 de l'installation Chicade. Ce bâtiment, intégré dans l'installation nucléaire de base, relevait précédemment du régime des installations classées pour la protection de l'environnement (lettre du 31 mars).

Irradiateur de Cadarache (IRCA)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **notifié** les prescriptions applicables aux installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) situées dans le périmètre de l'installation nucléaire de base IRCA. Cet arrêté intervient en réponse aux déclarations, faites par le directeur du centre d'études de Cadarache, de l'implantation de deux nouvelles ICPE et de la modification d'une ICPE existante (lettre du 6 avril).

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

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le directeur du centre d'études de Cadarache à procéder aux essais de qualification et à la mise en service des nouveaux automates destinés à assurer la gestion de la ventilation du laboratoire (télex du 14 avril).

Magasin de stockage d'uranium enrichi et de plutonium (MCMF)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réception dans ce magasin d'emballages TNBG1 contenant des pastilles d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium (lettre du 13 mars).

Réacteur Rapsodie

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le directeur du centre d'études de Cadarache à procéder aux travaux de dépose de l'installation Aerostat, en vue de son transfert hors du périmètre de l'installation nucléaire de base Rapsodie (télex du 1^{er} mars).

Station de traitement des effluents et déchets solides (STED)

L'**inspection** du 10 mars a porté sur la protection contre l'incendie.

Laboratoire de purification chimique (LPC)

L'**inspection** du 21 mars a eu pour objet d'examiner l'organisation mise en place pour la réalisation des contrôles et essais périodiques ainsi que de vérifier l'exécution des en-

gagements pris par l'exploitant suite à des visites précédentes.

Réacteur CABRI

L'**inspection** du 4 avril a porté sur l'application de l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité, sur les engagements de l'exploitant quant aux actions correctives demandées par l'Autorité de sûreté lors des dernières visites de surveillance, ainsi que sur la gestion des déchets solides.

Atelier de technologie du plutonium (ATPu)

L'**inspection** du 7 avril a eu pour objet l'alimentation électrique de l'atelier. Les inspecteurs ont examiné les conditions d'exécution et l'avancement des travaux de modification concernant cette alimentation ainsi que les comptes rendus des essais effectués à la mise en service des systèmes déjà installés.

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le montage d'assemblages combustibles expérimentaux dénommés CAPRA, destinés à être introduits dans le réacteur Superphénix (télex du 26 avril).



Cattenom Moselle

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'**inspection** du 7 mars a examiné le fonctionnement des moyens mis en place par la Mission sûreté qualité (MSQ) pour exercer ses fonctions de vérification au sens de l'article 9 de l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité. Cet examen a notamment porté sur le nouveau métier de l'ingénieur de sûreté.

Une mission **OSART** (expertise de sûreté) de l'Agence internationale de l'énergie nucléaire a eu lieu sur le site du 14 au 31 mars (voir p. 20).

L'**inspection** du 3 avril a porté sur l'organisation des travaux hors des périodes d'arrêt : travaux fortuits, entretien programmé et modifications ont été étudiés à partir d'exemples.

L'**inspection** du 4 avril avait pour objet d'examiner les dispositions

prises en matière de gestion des déchets radioactifs et non radioactifs. Elle a principalement porté sur l'allocation des responsabilités, les transferts de responsabilités, la traçabilité des déchets. Elle a également permis d'examiner les conditions de collecte, de tri et d'envoi des déchets pour traitement ou élimination.

L'**inspection** du 27 avril a permis d'évaluer sur le terrain la manière dont le site de Cattenom prenait en compte les recommandations de la mission OSART de 1994.

Réacteur 4

Ce réacteur est à l'**arrêt** depuis le 8 avril pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** du 26 avril, relative à l'arrêt en cours du réacteur, s'est décomposée en deux parties : examen des dispositions mises en place par le site pour vérifier l'interchangeabilité des pièces de rechange du circuit primaire principal, et visite de chantiers dans le bâtiment du réacteur.

Le 30 avril, le réacteur étant en arrêt pour rechargement en combustible, l'exploitant a constaté une inversion du montage d'un détendeur du circuit de distribution d'air comprimé de régulation (SAR) de ce réacteur. Le circuit SAR a pour rôle d'alimenter en air comprimé divers organes de robinetterie importants pour la sûreté. Des réservoirs installés sur certaines parties de ce circuit viennent en secours de la distribution normale d'air comprimé. Ils permettent notamment de rejoindre l'état de repli du réacteur en cas de cumul d'une rupture de tuyauterie vapeur et de perte de la distribution normale. Le détendeur incriminé est situé à la sortie de l'un de ces réservoirs.

L'exploitant a identifié l'anomalie lors de la mise en œuvre d'un nouvel essai périodique sur le circuit SAR du réacteur et l'a corrigée. Cette anomalie se présente également sur les autres réacteurs du site, actuellement en fonctionnement, et sera corrigée dès le prochain arrêt. Elle ne remet pas en cause le fonctionnement de l'alimentation en air de secours et n'a donc pas eu de conséquence sur la sûreté de l'installation.

Cependant, cette anomalie, non identifiée à l'origine par la procédure de montage, constitue un défaut de mode commun. L'**incident**, potentiellement générique, a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

9

Chinon
Indre-et-Loire

► Centrale EDF

Réacteur B3

Le réacteur a été arrêté le 4 mars pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** du 22 mars a eu pour objet de faire le point sur les travaux réalisés pendant l'arrêt. Un certain nombre de chantiers ont été visités par les inspecteurs, dont celui de réparation du joint d'étanchéité du radier du bâtiment du réacteur.

Le 10 avril, alors que le réacteur était en phase de redémarrage, l'exploitant a découvert que deux vannes de confinement de l'enceinte n'avaient pas été refermées à la suite des interventions réalisées pendant l'arrêt, alors que les spécifications techniques l'exigent.

L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton abritant principalement le circuit primaire, la cuve contenant le cœur du réacteur, les générateurs de vapeur, le pressuriseur. Elle constitue la troisième des trois barrières existant entre les produits de fission et l'environnement, la première étant la gaine du combustible, la deuxième étant le circuit primaire.

De nombreuses canalisations traversent cette enceinte. Deux vannes, généralement situées de part et d'autre de la paroi en béton, permettent d'obtenir chacune de ces canalisations lorsque les spécifications techniques d'exploitation, les procédures de conduite ou la situation exigent l'étanchéité complète de l'enceinte.

Les deux vannes restées ouvertes sont situées sur la canalisation d'entrée d'air comprimé nécessaire aux travaux réalisés pendant l'arrêt. Dès la découverte de l'anomalie, les vannes ont été refermées par l'exploitant. Après investigation, il a été découvert que la position des vannes n'a pas été contrôlée au moment du changement d'état du réacteur. Celui-ci s'est ainsi trouvé pendant deux jours dans un état où les deux vannes auraient dû être fermées.

Cet **incident** n'a pas eu de conséquence pour la sûreté de l'exploita-

tion ; cependant, en raison du non respect des limites et conditions d'exploitation, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Le 26 avril, le réacteur a été reconnecté au réseau.

10

Chooz
Ardennes

► Centrale EDF

Ensemble du site

La Commission locale d'information s'est réunie le 23 mars (voir p. 18).

Réacteur A

Les opérations de mise à l'**arrêt définitif** de l'installation et d'évacuation hors du site des éléments combustibles stockés en piscine se sont poursuivies sans difficulté particulière.

Réacteurs B

L'**inspection** du 17 mars a porté sur l'intégration du système d'acquisition de données (SAMT) concernant les pompes du circuit primaire.

L'**inspection** du 30 mars a porté sur les sources d'alimentation électrique du contrôle-commande des réacteurs. Elle a permis de faire le point sur l'état actuel d'installation de ces sources ainsi que sur la maintenance et les essais périodiques effectués.

L'**inspection** du 18 avril a eu pour but de contrôler l'état de propreté du bâtiment du combustible du réacteur 1 et de sa piscine après les infiltrations d'eau sale survenues lors du nettoyage de la toiture de ce bâtiment.

Le matériel impliqué dans l'anomalie de chute de barres survenue sur la centrale chinoise de Daya Bay (voir p. 23) est du même type que celui installé sur les réacteurs 1 et 2 de Chooz B, qui doivent démarrer dans l'année. La DSIN a, en conséquence, demandé à EDF de lui présenter, avant le chargement en combustible du réacteur 1 de Chooz B, les mesures qu'il compte prendre à ce sujet.

11

Civaux
Vienne

► Centrale EDF

Réacteur 1

L'**inspection** du 31 mars a eu pour but d'examiner la qualité des montages mécaniques effectués sur les groupes électrogènes de secours (diesels) de la tranche. L'organisation de la qualité du prestataire (Sté Clemessy), le retour d'expérience (Chooz) et le traitement des écarts ont été particulièrement examinés.

12

Creys-Malville
Isère

► Réacteur Superphénix

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 25 décembre 1994 en raison de la fuite du dispositif d'alimentation en argon de l'un des huit échangeurs de chaleur situés dans la cuve du réacteur (voir Contrôle 104).

La DSIN a soumis à autorisations la réparation de ce dispositif et une éventuelle reprise de la montée en puissance du réacteur.

En vue d'obtenir la première de ces autorisations, l'exploitant a remis à l'Autorité de sûreté, début mai, un dossier sur la réparation envisagée. Ce dossier, que la DSIN a commencé à examiner, doit être complété, notamment sur certains aspects du procédé de réparation.

L'**inspection** du 23 mars a eu pour objet l'application des programmes de maintenance préventive d'équipements importants pour la sûreté.

L'**inspection** du 31 mars a été dédiée à l'examen des conditions d'application de l'arrêt du 10 août 1984 relatif à la qualité, en particulier de son article 8 (contrôle), aux activités concernant la conduite du réacteur. Les notes d'organisation du site en la matière ont été présentées ; plusieurs cas concrets ont également été examinés.

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 6 avril.

L'**inspection** du 13 avril a porté sur les moteurs diesel. Les points examinés ont été : les incidents significa-

tifs et événements importants pour la sûreté récents, les programmes de maintenance et les dernières modifications engagées comme suite au retour d'expérience.

13

Cruas
Ardèche

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'inspection du 25 avril a porté sur l'examen de plusieurs incidents significatifs survenus depuis le début de l'année. Les inspecteurs se sont en particulier intéressés à la gestion de ces incidents par les équipes de conduite et aux mesures préventives définies par l'exploitant afin qu'ils ne se renouvellent pas.

Réacteur 2

Ce réacteur, qui était à l'arrêt depuis le 25 février pour visite partielle et rechargement en combustible, a redémarré le 30 avril.

15

Dampierre-en-Burly
Loiret

► Centrale EDF

Ensemble du site

Un exercice de sûreté nucléaire a eu lieu le 15 mars. Il a permis de tester l'organisation que mettraient en place l'exploitant et les pouvoirs publics afin de faire face à un accident nucléaire. La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice aurait conduit à classer cet accident au niveau 5 de l'échelle INES. L'exercice a duré toute la journée et a mobilisé les équipes de crise :

- de la préfecture du Loiret,
- de la Direction de la sûreté des installations nucléaires, de son appui technique l'Institut de protection et de sûreté nucléaire, et de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement de la région Centre,
- d'EDF, au niveau central et sur le site de Dampierre,
- de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), qui a mis en place un centre de crise dans ses locaux du Vésinet.

Par ailleurs, une pression médiatique sur les acteurs locaux de l'exercice (préfecture du Loiret et centrale de Dampierre) a été assurée. Les équipes de crise des différents intervenants ont mobilisé environ une centaine de personnes pendant la durée de l'exercice. La réunion d'évaluation de cet exercice a eu lieu à Paris le 26 avril.

Réacteur 2

Le réacteur, qui était à l'arrêt depuis le 28 février pour résorber une inétanchéité sur le circuit de contrôle volumétrique et chimique, a redémarré le 10 mars.

16

Fessenheim
Haut-Rhin

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'inspection du 8 mars a eu pour but de vérifier le respect des différentes étapes de la surveillance des prestataires, telle que prévue à l'article 4 de l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité.

L'inspection du 30 mars a eu pour objet l'examen du traitement des indications de type métallurgique effectué par l'exploitant sur les tuyauteries importantes pour la sûreté de classe 2 et 3. Cet examen a été effectué à partir du fichier des événements et de la liste des non-conformités transmises par l'exploitant.

L'inspection du 12 avril a concerné l'ANDRA. Elle a porté sur l'évaluation et la surveillance réalisées par l'agence sur la qualité des colis de déchets radioactifs de la centrale.

Réacteur 2

Le réacteur est à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 11 mars.

L'inspection du 24 mars a porté sur la visite des chantiers en cours.

Le 11 avril, alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement en combustible, l'exploitant a mis en évidence, au cours des contrôles périodiques réalisés sur les générateurs de vapeur, une dégradation partielle de la dernière plaque entretoise de l'un d'eux.

Un générateur de vapeur est un échangeur de chaleur entre l'eau du circuit primaire, portée à haute température et pression élevée dans le cœur du réacteur, et l'eau du circuit secondaire, qui se transforme en vapeur et alimente la turbine. Il comporte plus de 3000 tubes verticaux en forme de U, soutenus par huit plaques entretoises. Ces plaques permettent de maintenir l'écartement entre les tubes afin d'éviter, notamment en cas de séisme, des ruptures multiples de tubes. Ces tubes sont parcourus par l'eau primaire ; leur rupture peut conduire éventuellement à l'émission de rejets radioactifs à l'extérieur du bâtiment du réacteur.

La dégradation, qui entraîne un maintien insuffisant des tubes, a été observée au niveau d'une douzaine de tubes. Elle pourrait être due à un phénomène de corrosion localisée de la plaque entretoise. En tout état de cause, les tubes concernés ne sont pas affectés par cette corrosion. L'exploitant poursuit ses investigations pour expliquer ce phénomène et déterminer s'il a un caractère générique.

Au cours d'une réunion tenue sur le site avec l'exploitant, la DSIN a été informée qu'une dégradation similaire a ensuite été mise en évidence sur 4 tubes d'un autre générateur de vapeur du même réacteur. De plus, il est apparu que ces dégradations existaient déjà lors de l'arrêt précédent de ce réacteur, mais qu'elles n'avaient pas été détectées lors des contrôles.

Compte tenu du délai mis par l'exploitant pour détecter ces dégradations, et dans l'attente des résultats des études en cours, cet incident a été classé provisoirement au niveau 1 de l'échelle INES.

17

Flamanville
Manche

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'inspection du 7 mars a eu pour objet le thème « Plan d'urgence interne ». Les principaux points abordés par les inspecteurs ont été la formation et les exercices réalisés par le site ainsi que le matériel des postes de commandement.

L'**inspection** du 8 mars a porté sur l'intégrité des circuits importants pour la sûreté (hors circuit primaire principal et circuit secondaire principal).

L'**inspection** du 11 avril a porté sur le conditionnement chimique des circuits et notamment sur la gestion des automates réalisant les opérations de conditionnement.

Réacteur 2

Le réacteur a redémarré le 4 mars après arrêt depuis le 24 février pour effectuer des travaux sur la turbine.

19

Golfech
Tarn-et-Garonne

► **Centrale EDF**

Réacteur 2

Le réacteur, qui était en prolongation de cycle depuis le 20 janvier, a été mis à l'arrêt le 25 mars pour visite complète (après 2 ans de fonctionnement) et rechargement en combustible.

20

Gravelines
Nord

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'**inspection** du 15 mars a eu pour but de vérifier le caractère opérationnel de certains locaux de crise et d'examiner le fonctionnement et l'organisation des équipes de conduite. Les inspecteurs ont visité le poste d'accès du personnel, les salles de commande des réacteurs 1 et 4, ainsi que le local technique de crise du réacteur 1.

L'**inspection** du 12 avril a porté sur l'examen de l'organisation interne du site pour répondre à une situation accidentelle. La visite de surveillance a été organisée autour de trois points : contrôle du fonds documentaire, examen de l'organisation du site en situation de crise (modalités de déclenchement du PUI et de l'alerte nationale et grément des postes de commandement), visite des locaux de crise (PC direction, local technique de crise).

Réacteur 1

Depuis le 23 avril, le réacteur est à l'**arrêt** pour visite partielle et rechargement en combustible.

Réacteur 3

Par lettre du 26 avril, le ministre de l'industrie, des postes et télécommunications et du commerce extérieur et le ministre de l'environnement ont **autorisé** la réception et le stockage provisoire sur le site de Gravelines d'une recharge de combustibles MOX (oxyde mixte d'uranium et de plutonium). Cette recharge comportant 16 assemblages constitue la septième recharge de combustibles MOX du réacteur.

Réacteur 4

Le réacteur, en arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 11 février, a été autorisé à diverger le 17 mars. Il a effectivement redémarré le 24 mars.

Le 11 avril, alors que le réacteur était en puissance, l'exploitant a constaté que la concentration en bore d'un des 3 accumulateurs du circuit d'injection de sécurité était inférieure à la limite minimum imposée par les spécifications techniques d'exploitation. L'exploitant a aussitôt essayé de réajuster la concentration en bore mais n'a pas pu le faire dans le délai imparti par les spécifications techniques d'exploitation.

Le circuit d'injection de sécurité doit permettre, en cas d'accident tel que l'apparition d'une brèche du circuit primaire du réacteur, d'introduire de l'eau borée dans la cuve afin de stopper la réaction nucléaire et de maintenir une quantité d'eau suffisante pour assurer le refroidissement du cœur. Ce circuit comporte notamment 3 ballons remplis d'eau borée (les accumulateurs) qui se vident automatiquement dans le circuit primaire en cas de chute de la pression de celui-ci.

Si la concentration en bore est trop faible vis-à-vis des exigences des spécifications techniques d'exploitation, l'exploitant a 6 heures pour la réajuster ; en cas d'échec, il doit arrêter le réacteur. Les actions engagées par l'exploitant n'ont pas permis de respecter ce délai de 6 heures ; la concentration en bore requise n'a été retrouvée que 30 minutes après expiration du délai.

Compte tenu du faible écart entre la concentration requise et la concentration mesurée (0,03 %) et du léger dépassement du délai de repli, cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté.

En raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation, cet **incident** a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Réacteurs 5 et 6

L'**inspection** du 7 mars a eu pour but de faire le point sur la gestion du combustible et des grappes de commande. Les inspecteurs ont abordé les thèmes suivants : présentation de l'organisation dans ce domaine, examen des documents de réception des assemblages combustibles, examen des procédures relatives au chargement et au déchargement des assemblages combustibles, examen du conditionnement et de l'expédition des assemblages, examen des incidents, étude du programme de surveillance et de restauration des assemblages, gestion des grappes de commande. Les inspecteurs ont également effectué une visite du bâtiment du combustible du réacteur 5.

21

Grenoble
Isère

► **Institut Laue-Langevin**

Réacteur à haut flux (RHF)

Après l'autorisation de remise en service donnée par l'Autorité de sûreté le 30 décembre 1994 (voir Contrôle 103), le RHF a effectué son premier cycle de fonctionnement après la longue période d'arrêt consacrée aux travaux de rénovation du bloc pile. Ce cycle, qui s'est déroulé sans incident significatif, a été mis à profit pour réaliser un certain nombre de contrôles relatifs aux structures du bloc pile et aux circuits, vérifier les principaux paramètres de fonctionnement et procéder aux réglages des différents postes d'expérimentation, avant remise, dès le cycle suivant, à la disposition des utilisateurs.

L'**inspection** du 8 mars a porté sur le contrôle commande du réacteur, et en particulier sur le respect des engagements de l'exploitant concernant les essais et vérifications périodiques du système de protection.

► **Centre d'études du CEA**

Les arrêtés d'autorisation de rejets d'effluents radioactifs liquides et gazeux du Centre d'études de Grenoble ont été signés le 29 mars par les ministres chargés de l'environnement, de l'industrie et de la santé et publiés au Journal Officiel le 23 avril.

Ces arrêtés fixent la nature, les quantités annuelles et les modalités de rejet des effluents liquides et gazeux produits par les différentes installations du Centre en fonctionnement normal. Le rejet d'effluents radioactifs est ainsi limité à :

- 10 térabecquerels pour l'ensemble des radioéléments autres que le tritium et 20 térabecquerels pour le tritium (effluents gazeux),
 - 10 gigabecquerels pour l'ensemble des radioéléments autres que le tritium, 500 gigabecquerels pour le tritium et 100 mégabecquerels pour l'activité alpha totale (effluents liquides).
- L'enquête publique s'était déroulée du 9 mai au 10 juin 1994.

L'inspection du 13 avril a porté sur la surveillance radiologique du site et de l'environnement.

L'inspection du 20 avril concernait essentiellement l'application de l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité dans le cadre du système d'assurance de la qualité du centre. Les inspecteurs se sont intéressés à la fonction contrôle exercée par la direction du centre et aux interfaces entre les acteurs concernés.

Réacteur Siloé

Réacteur de recherche d'une puissance de 35 MW, Siloé est équipé de canaux de sortie de faisceaux de neutrons utilisés par des expérimentateurs, notamment pour des expériences de physique du solide.

Le 28 avril, un incident s'est produit alors qu'il était en fonctionnement à faible puissance (100kW) : sur l'un des canaux, un expérimentateur a procédé à un réglage optique du spectromètre placé sur le trajet du faisceau de neutrons diffracté. L'obturateur du faisceau de neutrons provenant du cœur n'ayant pas été fermé, la présence du faisceau diffracté a conduit à une irradiation locale de l'expérimentateur au niveau du visage. Des mesures faites immédiatement après l'incident ont permis d'évaluer l'équivalent de dose intégré à 0,03mSv.

Cet incident est dû, pour l'essentiel, à la non-application de la procé-

re d'exploitation qui prévoit, entre autres, pour ce genre d'opération, la fermeture de l'obturateur par l'exploitant, à la demande de l'expérimentateur (cette action ayant pour effet d'interrompre le faisceau de neutrons). En raison de la non-application d'une procédure d'exploitation, l'Autorité de sûreté a classé cet incident au niveau 1 de l'échelle INES.

L'inspection du 21 avril a porté sur l'examen des conditions d'application, par l'exploitant, de l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité.



**La Hague
Manche**

► **Etablissement COGEMA**

Ensemble du site

Deux inspections ont eu lieu le 1^{er} mars. La première a porté sur les évolutions des formations importantes pour la sûreté nucléaire et l'application effective de ces formations. Les inspecteurs ont notamment vérifié l'application de ces formations par sondage sur les équipes de quart en place. La seconde a eu pour objet de vérifier l'application des textes réglementaires relatifs aux rejets d'effluents radioactifs liquides et gazeux.

La commission locale d'information (CSPI) s'est réunie le 13 mars (voir p. 18).

L'inspection du 21 mars a eu pour objet d'examiner les dispositions mises en œuvre lors des transports de matériels ou déchets radioactifs sur le site.

L'inspection du 25 avril a eu pour but d'examiner l'organisation de l'exploitation et de la maintenance des fonctions de production et de distribution des fluides sur l'établissement en situation normale et en situation dégradée.

L'inspection du 27 avril a permis essentiellement de vérifier par sondage le bon état ou le bon fonctionnement des moyens PUI dont dispose le site de COGEMA (moyens listés dans le plan d'urgence interne de 1993 et le document de présentation générale de la sûreté de l'établissement de la Hague mis à jour en 1995), ainsi que des moyens mobiles de production d'énergie, de protec-

tion contre l'incendie, du service médical et du laboratoire d'analyses médicales. Les ateliers de maintenance et d'entretien des emballages de transport ont été visités pour y vérifier l'application des engagements pris par l'exploitant, à la suite de la dernière inspection.

Zone Nord-Ouest

L'inspection du 8 mars a porté sur la reprise des déchets des fosses, les déchets des tranchées en pleine terre, la surveillance de la nappe phréatique et l'examen du confinement du bâtiment 130.

Station de traitement des effluents liquides (STE 2)

L'inspection du 7 mars a porté sur l'entreposage de colis anciens. Une visite générale de l'installation a été réalisée.

Station de traitement des effluents liquides (STE 3)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a donné son accord à la réalisation des raccordements actifs de l'unité de déstockage et extension d'entreposage des déchets solides D/E-EB (téléx du 27 mars).

L'inspection du 4 avril a eu pour objet de faire le point sur l'avancement des travaux, les problèmes rencontrés, le bilan des essais intéressant la sûreté avant mise en actif de ces unités.

Laboratoire central de contrôle (LCC)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé la mise en exploitation de la chaîne de boîtes à gants 7151 installée dans la salle 707 du bâtiment central d'UP2 400 (lettre du 13 avril).

L'inspection du 26 avril a porté sur l'application des prescriptions techniques et les dispositions de sûreté prises lors de la mise en actif de nouvelles boîtes à gants dans différentes salles du laboratoire.

Atelier de moyenne activité de l'uranium (MAU)

L'inspection du 2 mars a porté sur la ventilation de l'atelier. A ce titre, les locaux des systèmes de ventilation, les postes d'alimentation électrique, la salle de conduite et une partie de l'atelier ont été visités.

Atelier de moyenne activité du plutonium (MAPu)

L'inspection du 5 avril a eu pour but de vérifier le respect des prescriptions techniques et des règles générales d'exploitation relatives à la maîtrise du risque de réaction nucléaire incontrôlée (criticité) au sein du procédé de l'atelier.

UP3

L'inspection du 6 avril a eu pour but de vérifier l'application des dispositions prévues en matière de qualité des travaux et essais effectués dans le cadre de la nouvelle gestion des effluents.

Atelier T1 (UP3)

L'inspection du 7 mars a porté sur l'instrumentation de mesure et de commande utilisée pour la conduite de l'atelier en situation de sauvegarde. Elle a permis d'examiner les contrôles périodiques et la maintenance réalisés sur cette instrumentation.

Ateliers T3/T5 (UP3)

L'inspection du 7 mars a eu pour but de vérifier le respect des verrouillages d'éléments importants pour la sûreté et l'application des procédures de consignation en cas de travaux ou intervention. A ce titre, un contrôle sur place du positionnement de 90 % des dispositifs de verrouillage de la nomenclature correspondant a été effectué.

L'inspection du 28 mars a porté sur l'examen du bilan d'exploitation 1994/1995, notamment le bilan des opérations de dépotage de nitrate d'uranyl en conteneurs.

Atelier T7 (UP3)

L'inspection du 29 mars a été orientée sur les travaux d'extension de l'entreposage des résidus vitrifiés.

Bâtiment de stockage du plutonium retraité (BST1 UP2 800)

L'inspection du 23 mars a porté sur l'organisation de la qualité du génie civil de l'extension du bâtiment d'entreposage d'oxyde de plutonium (BST1).

Atelier R2 (UP2 800)

L'inspection du 11 avril a porté sur un chantier de modification de l'ate-

lier R2 dont COGEMA a demandé le raccordement actif. Cette modification consistait à créer une unité centralisée de traitement des déchets alpha (riches en plutonium) sous enceintes étanches. Cette modification, en fin d'essais inactifs, a été visitée in situ. Des investigations, par sondage, ont été faites sur la tenue au séisme, la fabrication en usine des équipements, leur montage, le traitement des écarts, les essais inactifs et la préparation des documents d'exploitation.

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le raccordement « actif » de cette unité centralisée de traitement des déchets alpha aux appareils en exploitation (téléx du 19 avril).

Atelier R7 (UP2 800)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en exploitation de l'unité de reprise des verres (lettre du 9 mars).

L'inspection du 30 mars a porté sur le respect des dispositions réglementaires et des dispositions prévues dans les documents de sûreté en matière de ventilation et de confinement.

Atelier Elan II B

L'inspection du 5 avril a eu pour but d'examiner les points suivants : l'organisation de l'exploitation de l'installation, son bilan d'activité 1994, le programme de démantèlement, d'assainissement et de maintenance, la gestion des déchets. Les inspecteurs ont pu visiter les locaux accessibles de l'installation.

Centre de stockage de la Manche (ANDRA)

Par décret du 24 mars 1995, l'ANDRA, établissement public à caractère industriel et commercial créé par la loi n°91-1381 du 30 décembre 1991, a été **autorisée** à exploiter le Centre de stockage de la Manche, précédemment exploité par le CEA.



Marcoule
Gard

Reacteur Phénix (filière à neutrons rapides)

L'inspection du 29 mars a porté sur la protection contre l'incendie.

Le réacteur a achevé, le 7 avril, son 49^e cycle de fonctionnement aux 2/3 de la puissance nominale, sans qu'aucun événement particulier soit venu en perturber le déroulement. Depuis cette date, le réacteur est maintenu à l'arrêt pour poursuivre les travaux programmés sur l'ensemble de l'installation, et plus particulièrement sur les boucles secondaires, pour lesquelles l'exploitant a entrepris de remplacer progressivement les différents éléments de tuyauteries, initialement en acier 321, par de nouveaux éléments réalisés dans un matériau moins sensible au phénomène de fissuration constaté.

Le prochain cycle de fonctionnement, toujours prévu aux 2/3 de la puissance nominale (350MW électriques) pourrait, compte tenu du calendrier actuel des travaux, intervenir vers la fin de l'été 1995 ; il fera, en tout état de cause, l'objet d'une nouvelle autorisation de l'Autorité de sûreté.

Centre d'études du CEA

Installation ATALANTE

L'inspection du 2 mars a porté sur les suites réservées à l'inspection du 27 mai 1992 concernant le respect des prescriptions techniques et les règles générales d'exploitation.

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en actif de la chaîne blindée C17, des laboratoires L27 et L28 ainsi que de la cellule « effluents » LES 401, situés dans le Laboratoire équipé en géométrie sûre (LEGS) (lettre du 6 mars).

Installation MELOX (fabrication de combustibles MOX)

L'inspection du 3 mars a porté sur le fonctionnement des ateliers « crayonnage » et « assemblage ». Les inspecteurs ont vérifié la prise en compte des exigences de sûreté spécifiques à ces deux ateliers ainsi que le respect des contrôles réglementaires. Les ateliers ont été visités.

L'inspection du 10 avril a porté sur les modalités mises en place, dans cette installation nouvellement autorisée, pour la gestion des déchets solides.

27

Nogent-sur-Seine
Aube

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

La Commission locale d'information s'est réunie le 21 mars (voir p. 18).

L'**inspection** du 27 avril a porté sur les matériels des systèmes de mesure de la puissance des réacteurs de la centrale. Elle a été centrée sur le retour d'expérience, les actions correctives et les essais périodiques.

Réacteur 2

Le réacteur, qui était en prolongation de cycle depuis le 27 janvier, a été mis à l'**arrêt** pour visite partielle et rechargement en combustible le 22 mars.

L'**inspection** du 7 avril a fait le point sur les principales opérations de maintenance, dont la révision quinquennale des soupapes SEBIM.

L'**inspection** inopinée du 15 avril a eu pour but principal de contrôler les chantiers en cours.

30

Paluel
Seine-Maritime

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

La commission locale d'information s'est réunie le 17 mars (voir p. 19).

L'**inspection** du 5 avril a porté sur la chimie de l'eau des circuits primaire et secondaire. Les inspecteurs ont examiné en particulier l'organisation du service « chimie », et le contrôle du suivi des paramètres des spécifications techniques d'exploitation. Ils ont visité le local de stockage des produits chimiques industriels.

Réacteur 1

Le réacteur a été arrêté du 23 au 27 mars pour intervention sur le capteur de position d'une des grappes du groupe de régulation de puissance. Il est à l'**arrêt** depuis le 28 avril pour visite partielle et rechargement en combustible.

31

Penly
Seine-Maritime

Ensemble du site

La commission locale d'information s'est réunie le 17 mars (voir p. 19).

Réacteur 2

Le réacteur avait été mis à l'arrêt le 3 février afin de réparer une avarie survenue sur le transformateur principal.

Le 3 mars, lors de manœuvres effectuées au cours de cet arrêt, deux vannes, appartenant à des circuits annexes du circuit primaire de ce réacteur, n'ont pas pu être ouvertes depuis la salle de commande. Après examen de ces vannes, l'exploitant a constaté que le réglage de leur système de manœuvre était mauvais. Après avoir été actionnées localement, les deux vannes sont redevenues disponibles depuis la salle de commande. Le circuit primaire est un circuit fermé, contenant de l'eau sous pression. Cette eau, mise en mouvement par les pompes primaires, s'échauffe dans la cuve du réacteur au contact des éléments combustibles. Dans les générateurs de vapeur, elle cède la chaleur acquise à l'eau du circuit secondaire pour produire la vapeur destinée à entraîner le groupe turbo-alternateur.

Plusieurs circuits hydrauliques annexes sont branchés sur le circuit primaire, pour assurer diverses fonctions d'exploitation et de sûreté. Ces circuits sont munis de vannes qui doivent pouvoir fonctionner correctement, y compris en cas d'accident. Les deux vannes défaillantes font partie d'un ensemble de 31 vannes sur lesquelles une modification a été effectuée lors du dernier arrêt pour entretien du réacteur en octobre 1994. La vérification du bon fonctionnement de ces vannes après intervention n'avait alors pas été correctement effectuée par le prestataire chargé de cette modification. Aussitôt après la découverte de l'incident, l'exploitant a engagé une campagne de contrôle de l'ensemble des vannes ayant subi la modification. Sur les 31 vannes modifiées, 23 étaient mal réglées. Le réglage correct de ces vannes a été rétabli aussitôt.

En raison d'une défaillance de cause commune de plusieurs organes de systèmes de sûreté, cet **incident** a

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

Par ailleurs, en réponse à des questions complémentaires posées par la DSIN, EDF a apporté les précisions suivantes :

- la surveillance d'EDF à l'égard du prestataire défaillant a été renforcée ;
- du fait que cette anomalie n'affectait qu'une des deux voies identiques et indépendantes des circuits concernés, elle n'aurait eu qu'un faible impact en cas d'accident ;
- à ce jour, aucune autre indisponibilité de ce type n'a été détectée sur les autres réacteurs du parc nucléaire.

Le réacteur a redémarré le 16 mars.

33

Romans-sur-Isère
Drôme

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

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en œuvre d'une campagne de fabrication de combustibles REP à base d'uranium issu du retraitement de combustibles usés (téléx du 11 avril).

L'**inspection** du 30 mars a porté sur la qualité de fabrication des grappes de commande, principalement les grappes nitrurées. Les inspecteurs ont pu également examiner le suivi des incidents de fabrication et le retour d'expérience d'irradiation.

L'**inspection** du 28 avril a porté sur l'organisation que l'exploitant mettrait en place en cas d'accident. Le plan d'urgence interne (PUI) de l'établissement a été examiné par les inspecteurs, qui ont ensuite procédé à une visite des locaux qui seraient utilisés en cas de crise.

35

Saclay
Essonne

► **Centre d'études du CEA**

Réacteur ISIS

L'**inspection** du 23 mars a porté sur l'examen des documents de sûreté. Les inspecteurs ont procédé à une visite des locaux.

Laboratoire d'études des combustibles irradiés (LECI)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a accordé une **dérogation** aux prescriptions techniques en vue de la réception de deux crayons combustibles de type BR3-MOX d'une teneur en plutonium supérieure à celle autorisée dans l'installation (lettre du 21 avril).

L'**inspection** du 28 avril a permis de faire le point des travaux de ventilation et de rénovation de cellules destinées, selon la décision de la direction générale du CEA, à accueillir de nouvelles activités.

Usine de production de radioéléments artificiels Cis-bio International

L'**inspection** inopinée du 7 avril a porté sur le contrôle des engagements pris par l'exploitant à la suite des incidents survenus en 1993 et 1994 et la prise en compte du retour d'expérience.

36

Saint-Alban Isère

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'**inspection** du 23 mars a porté sur l'examen de la mise en application des nouvelles spécifications techniques d'exploitation et notamment sur le fond documentaire qui y est associé.

Réacteur 1

Le réacteur est à l'**arrêt** depuis le 14 avril pour visite partielle et rechargement en combustible.

37

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

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

Le 1^{er} avril, l'exploitant a diffusé le communiqué de presse suivant : « *Vendredi 31 mars 1995 à 11 h, une balise de contrôle de radioprotection de la centrale de Saint-Laurent-*

des-Eaux, placée en sortie de site, s'est déclenchée au passage d'un camion benne.

Le camion benne a été aussitôt reconduit au parc de stockage des déchets. Les contrôles effectués ont révélé une trace très faible de radioactivité provenant d'un petit morceau de matériau d'isolation. Ce dernier a été placé dans un fût approprié.

Les systèmes de détection du site prévus à cet effet ont correctement fonctionné.

Des mesures immédiates ont été prises :

– une analyse est en cours pour déterminer l'origine de cette anomalie,

– les contrôles préalables au départ des camions bennes sont renforcés.

Il n'y a eu aucune conséquence sur la population et l'environnement, ni sur la sûreté des installations. »

Au vu des premières investigations de l'exploitant, cet incident serait dû à un défaut d'organisation du circuit de tri des déchets. Il relève du **niveau 0** de l'échelle **INES**.

Réacteurs A

L'**inspection** du 7 avril a eu pour objet d'examiner certains points (formalisme, formation...) de l'organisation mise en place pour la gestion des déchets qui seront produits lors des opérations de démantèlement. Un point de la situation a été fait concernant ces déchets (qualité, quantités produites, tri, conditionnement, destination et traitement,...).

Réacteurs B

L'**inspection** du 6 avril a porté sur le système de mesure de la puissance nucléaire : organisation de la centrale et formation des agents intervenant sur ce système, état des matériels et leur maintenance, essais périodiques et fichier des événements.

L'**inspection** du 12 avril a porté sur la formation du personnel.

L'**inspection** du 26 avril a porté sur le système de commande et de surveillance de position des grappes de contrôle et d'arrêt du réacteur (RGL). Ont été examinés l'organisation de la centrale et la formation des agents intervenant sur ce système, la maintenance des matériels, les essais périodiques et le fichier des événements.

Réacteur B1

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 14 avril pour visite partielle et rechargement en combustible.

Réacteur B2

Le 13 avril, les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie ont accordé à EDF l'**autorisation** d'introduire dans le réacteur la sixième recharge de 16 assemblages de combustible à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium, et de faire fonctionner ce réacteur en base avec ce combustible.

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

Le 25 avril, au cours des opérations de mise à l'arrêt, l'exploitant a constaté que deux vannes appartenant à un circuit annexe du circuit primaire principal ne répondaient pas à l'ordre de fermeture envoyé de la salle de commande.

Le circuit primaire principal est un circuit fermé contenant de l'eau sous pression.

Cette eau s'échauffe dans la cuve du réacteur au contact des éléments combustibles.

Dans les générateurs de vapeur, elle cède la chaleur acquise à l'eau du circuit secondaire pour produire la vapeur destinée à entraîner le groupe turboalternateur. L'eau du circuit primaire est mise en mouvement par trois pompes dites « pompes primaires ».

Plusieurs circuits hydrauliques annexes sont branchés sur le circuit primaire principal ; ces circuits sont munis de vannes manœuvrables à partir de la salle de commande.

Un de ces circuits est utilisé pour injecter de l'eau sous pression entre l'arbre de chacune des pompes primaires et les paliers qui le supportent, pour former un « joint dynamique » qui assure à la fois l'étanchéité de la pompe et la lubrification du palier. Au cours des manœuvres de mise à l'arrêt du réacteur, l'exploitant a constaté que deux vannes, situées sur les lignes de retour des circuits d'injection aux joints des trois pompes primaires, ne répondaient pas à l'ordre de fermeture. En fonctionnement normal, ces vannes sont ouvertes ; leur fermeture automatique est prévue en cas d'incident entraînant la détérioration du joint. Dans ce cas, les vannes

incriminées ne se seraient pas fermées, ce qui aurait entraîné une fuite d'eau du circuit primaire de l'ordre du mètre cube par heure dans le bâtiment du réacteur, et la mise en route des systèmes de sauvegarde du réacteur.

Cet incident est dû à un mauvais réglage des vannes. Une enquête est en cours pour en déterminer l'origine. Le réglage correct des vannes défectueuses a été immédiatement effectué et leur bon fonctionnement à la suite de ce réglage a été vérifié. En raison de la dégradation partielle du dispositif permettant d'isoler une fuite du circuit primaire, cet **incident** a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Un incident presque identique s'était produit le 11 juillet 1994 sur le réacteur B1. L'analyse menée par l'exploitant à la suite de cet incident l'avait conduit à préconiser des contrôles complémentaires de la manœuvrabilité de ces vannes à la fin des arrêts pour maintenance et rechargement, juste avant redémarrage du réacteur. En effet, au cours d'un tel arrêt, les vannes peuvent être manœuvrées manuellement de nombreuses fois, ce qui a pour effet de les dérégler pour le fonctionnement automatique ultérieur. Ces contrôles n'avaient pu être effectués sur le réacteur B2, qui ne s'était encore jamais trouvé dans un état propice depuis la découverte du problème sur le réacteur B1.

Par ailleurs, des problèmes de réglage de vannes ayant le même type de causes et des conséquences similaires sont apparus à plusieurs reprises sur des réacteurs du parc nucléaire. En avril 1995, la DSIN a écrit à la direction du parc nucléaire d'EDF pour lui demander de prendre des mesures en vue de prévenir ce genre d'incidents.

38

Soulaines-Dhuys Aube

► Centre de stockage de l'Aube (ANDRA)

L'**inspection** du 2 mars a eu pour but de contrôler les moyens mis en place pour assurer la gestion et la conservation des documents nécessaires à l'exploitation et à la surveillance du site et de son environnement.

L'**inspection** du 14 mars a eu pour objet de faire le point sur le retour d'expérience concernant le traitement des écarts. Après avoir examiné les documents de référence (plan d'assurance de la qualité et procédure de base), les inspecteurs ont étudié l'organisation, les procédures et les fiches d'écarts des différents services au travers des grandes phases d'exploitation du centre : réception des colis, presse à injection, ouvrages de stockage, suivi radiologique et laboratoire. Ils ont ensuite procédé à une visite du bâtiment de transit (où sont stockés, en particulier, les colis présentant des anomalies) et de la salle de commande.

Par décret du 24 mars 1995, l'ANDRA, établissement public à caractère industriel et commercial créé par la loi du 30 décembre 1991 a été **autorisée** à exploiter le Centre de stockage de l'Aube, précédemment exploité par le CEA.

40

Tricastin/Pierrelatte Drôme

Ensemble du site

La commission d'information sur les grands équipements énergétiques du Tricastin (CIGEET) s'est réunie le 3 avril à Valence.

► Centrale EDF

Réacteur 4

Le 4 mars, le réacteur a été mis à l'**arrêt** pour visite partielle et rechargement en combustible.

Le 5 mars, alors que l'exploitant procédait à cet arrêt, un groupe de grappes de commande a été inséré complètement dans le cœur, pendant plus de 12 heures, alors que les spécifications techniques d'exploitation (STE) exigent l'extraction totale de ce groupe.

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

- ajouter ou diluer du bore dans l'eau du circuit primaire, le bore ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire ;
- introduire ou extraire les grappes de commande dans le cœur ; ces

grappes ont également la propriété d'absorber les neutrons.

Afin de se prémunir des effets néfastes d'une éventuelle dilution intempestive, les STE demandent de maintenir certaines grappes extraites, pour que leur chute puisse étouffer efficacement la réaction nucléaire en cas de besoin.

Lors de l'incident, la concentration en bore était conforme aux STE.

Mais, en raison du non-respect des STE pendant une durée significative, et d'un manque de surveillance de la part des équipes de pilotage, cet incident a été classé, à la demande de l'Autorité de sûreté, au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Une **inspection** a été menée conjointement par la DSIN et la DRIRE Rhône-Alpes le 17 mars afin de préciser les circonstances de cet incident, et notamment les conditions du respect des STE dans les phases normales de pilotage.

Autorisé à redémarrer le 7 avril, le réacteur a effectivement divergé deux jours plus tard.

Le 19 avril, alors que le réacteur était en phase de redémarrage à plus de 15 % de puissance nominale (PN), l'exploitant a effectué une montée en puissance avec une vitesse de 6 % pendant 1 heure environ (avec une pointe de 25 % de PN à l'heure pendant 10 minutes) alors que les STE interdisent après un rechargement ou toute manipulation de combustible de dépasser 3 % par heure.

La puissance du cœur du réacteur ne doit pas augmenter trop rapidement pour ne pas dégrader les gaines des crayons qui entourent le combustible. L'équipe de conduite a forcé le système de montée en puissance de la turbine. Cette opération a conduit à une montée en puissance dans le cœur supérieure aux 3 % par heure requis par les STE. L'opérateur a rapidement stabilisé la puissance du cœur à l'aide des grappes de contrôle et a remis en conformité le système de régulation de la turbine.

Compte tenu du faible niveau de puissance du réacteur et de la durée limitée du dépassement, cet incident n'a pas eu de conséquence du point de vue de la sûreté.

Après une investigation détaillée de l'exploitant, cet **incident** a été déclaré au **niveau 1** de l'échelle **INES**, compte tenu de la transgression volontaire, sans justification, de documents d'exploitation.

Cet incident est à rapprocher d'incidents déjà survenus sur le parc et notamment sur le site (3 juin 94, 5 mars 95) et mettant en cause le respect des STE lors du pilotage. Afin de résoudre cette difficulté, EDF a décidé d'élaborer un plan d'action au niveau national. La DRIRE Rhône-Alpes a par ailleurs demandé, à la suite de l'inspection du 17 mars, que des actions soient également menées au niveau local.

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

L'inspection du 2 mars a porté sur les conditions d'exploitation des installations et circuits auxiliaires dits « utilités » et en particulier sur la centrale calorifique récemment automatisée.

L'inspection du 7 mars a eu pour but de s'assurer du respect des prescriptions techniques en ce qui concerne la surveillance des barrières de confinement et l'exploitation des dispositifs d'assainissement des locaux.

L'inspection du 25 avril a eu pour but d'examiner les conditions d'exploitation dans des situations exceptionnelles (grèves) et l'application des règles générales d'exploitation (RGE).

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

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en service d'une machine de net-

toyage des crayons combustibles dans l'atelier de fabrication des assemblages (télèx du 14 avril).

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

L'inspection du 7 mars a porté essentiellement sur l'examen des dispositions mises en place par l'exploitant à la suite de la suspension d'activité du Centre de traitement Sud des déchets demandée par la DSIN. Lors d'une inspection en juillet 94, il avait en effet été constaté que l'exploitant entreposait sur son site des colis présentant une radioactivité supérieure à celle autorisée par décret. Lors de l'inspection, la conformité des entreposages a été également examinée.

Au cours de cette même inspection, il a été constaté un entreposage de fûts de déchets dans une extension d'atelier non autorisée à le faire, au Centre de traitement Sud (CTS) implanté au sein de l'installation SOCATRI.

Le CTS effectuée pour le compte de l'ANDRA, des opérations d'entreposage et de traitement de produits faiblement radioactifs avant leur envoi dans un centre de stockage définitif.

Afin d'augmenter leur capacité d'entreposage en nombre de fûts (2800 fûts supplémentaires) tout en respectant le maximum de radioactivité autorisé par décret (370 GBq), la société SOCATRI a adressé en octobre 1994 une demande d'autorisation d'extension d'un de ses en-

trepôts. Le 7 mars, les inspecteurs ont constaté que cette extension contenait déjà environ 200 fûts, alors que l'instruction de la demande d'autorisation n'avait pas encore abouti. Cet **incident** n'a pas eu de conséquences pour le personnel et l'environnement.

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

La DSIN a suspendu l'activité sur l'extension de l'entrepôt non encore autorisée dans l'attente de la fin de l'instruction du dossier.

L'inspection du 11 avril avait pour but de contrôler le respect de l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité concernant les études et les modifications.

► **Etablissement Comurhex**

L'inspection du 15 mars a porté sur la vérification de la prise en compte du risque de criticité en exploitation. Les inspecteurs ont examiné l'organisation, la formation, l'application des prescriptions techniques et des consignes. Ils ont effectué une visite de l'installation.

► **Etablissement COGEMA**

Installation TU5

L'inspection du 29 mars a porté sur la vérification de la qualité des essais autorisés par la DSIN.

L'inspection du 27 avril avait pour but de faire un point sur les dossiers restés en suspens à l'usine lors de l'inspection de juillet 1994, dernière en date sur le thème « incendie ».

Inspections effectuées hors installations nucléaires

Un certain nombre d'inspections sont réalisées en dehors des sites des installations nucléaires. Elles portent le plus souvent sur des problèmes d'organisation, ou constituent des contrôles chez les fournisseurs des exploitants nucléaires français, tant en France qu'à l'étranger. Cinq inspections ont eu lieu à ce titre en mars et avril.

Quatre d'entre elles concernaient **EDF** :

- les 14 et 15 mars à la Société LOGITEST aux Ulis, pour contrôler la surveillance que le Groupe des laboratoires (GDL) d'EDF doit exercer sur ce prestataire de contrôles non destructifs qui réalise des contrôles par courants de Foucault et des tests d'étanchéité sur les tubes des générateurs de vapeur des centrales nucléaires ;
- 14 mars à EDF/UNIPE à Lyon, pour vérifier qu'EDF respecte ses engagements dans la gestion des lots de modifications s'appliquant aux centrales nucléaires ;
- le 29 mars à la direction de l'exploitation du parc nucléaire d'EDF, sur l'organisation et la formation du personnel ;
- le 27 avril à EDF/Délégation aux combustibles, sur la qualité de la fabrication des tubes en zircaloy.

La cinquième de ces inspections, effectuée le 31 mars au siège de la **COGEMA** à Vélizy, a permis de faire le point sur l'état d'avancement du programme de reprise et de conditionnement des déchets avancés de l'installation UP2 400.

En bref... France

Présentation à la presse du rapport d'activité 1994 de la DSIN

A.C.Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires, a présenté à la presse son rapport d'activité pour 1994 le 8 mars.

La synthèse de ce rapport a été publiée dans le n° 103 de la revue Contrôle.

Informations concernant les Groupes permanents d'experts

Le Groupe permanent « **réacteurs** » s'est réuni 5 fois pendant les mois de mars et avril sur des sujets relatifs aux réacteurs d'EDF :

- le 23 mars, sur la conduite APE (approche par états) ;
- les 6 et 19 avril, sur le mode de fonctionnement dit « PTB du RRA » (plage de travail basse du circuit de refroidissement à l'arrêt) ;
- les 13 et 20 avril, sur le palier N4 (situations accidentelles, études probabilistes de sûreté).

Le Groupe permanent « **usines** » s'est réuni le 15 mars pour examiner le rapport de sûreté et les règles générales d'exploitation de l'installation Chicade à Cadarache, en vue de sa mise en exploitation.

Le Groupe permanent « **déchets** » s'est réuni le 20 mars pour examiner le projet de concept de stockage de déchets radifères présenté par l'ANDRA. Il s'est également réuni le 3 avril pour examiner le dossier préliminaire de passage en phase de surveillance du Centre de stockage de la Manche.

Par ailleurs, le 27 avril, le ministre de l'industrie, des postes et télécommunications et du commerce extérieur a décidé, sur proposition de la DSIN :

- d'élargir la composition des trois groupes permanents, en y adjoignant un représentant de la direction de la prévention des pollutions et des risques du ministère de l'Environnement et un représentant de la direction générale de la santé du ministère de la Santé ;
- d'augmenter, pour le groupe permanent « réacteurs », de 10 à 14 le nombre d'experts choisis en raison de leur compétence particulière dans le domaine nucléaire ;
- d'élargir la composition de ce groupe par l'adjonction de 2 membres titulaires et 2 membres suppléants nommés sur proposition du CEA ;

- de procéder au renouvellement de l'ensemble des membres du groupe permanent réacteurs pour une durée de trois ans. Il convient, dans ce cadre, de signaler la nomination de trois experts étrangers proposés par les Autorités de sûreté, un allemand, un belge et un suisse. Parallèlement, M. Jean Scherrer, ingénieur général des mines, membre du conseil général des mines et ancien directeur adjoint de la DSIN, a été nommé membre de la RSK (Reaktor Sicherheit Kommission), équivalent allemand du groupe permanent réacteurs.

Réunion de la CCAP

La Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression (CCAP) s'est réunie le 26 avril et a examiné les dossiers suivants :

- la demande de dispense du premier renouvellement d'épreuve du circuit primaire principal après un remplacement de générateurs de vapeur d'un réacteur à eau sous pression. Cette demande a été présentée par EDF et concerne la réépreuve prévue 30 mois après le premier rechargement en combustible qui fait suite au remplacement des générateurs de vapeur, en application des articles 39 et 44 de l'arrêté du 26 février 1974 ;
- les résultats de la visite complète initiale du circuit primaire principal et du point zéro des contrôles en exploitation du circuit secondaire principal du réacteur B1 de la centrale de Chooz ;



Centrale de Chooz : salle des machines.

- la demande de sursis de visites décennales de réacteurs du parc nucléaire. Cette demande, présentée par EDF, concerne le report des visites décennales des réacteurs Chinon B2, Gravelines 5 et Gravelines 6.

Nouvelles du CSSIN

Réunion du 14 mars

Le Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires s'est réuni à Paris le 14 mars. Il a notamment discuté des conclusions du rapport du groupe de travail sur la **radioprotection des travailleurs des entreprises sous-traitantes** de l'industrie nucléaire. A l'issue de cette discussion, il a adopté un ensemble de recommandations opérationnelles destinées à assurer une protection identique pour tous les travailleurs exposés aux rayonnements ionisants, particulièrement dans les aspects dosimétriques et médicaux et il a demandé aux pouvoirs publics (en particulier aux ministères du travail et de la santé) de traduire ces recommandations dans la réglementation et de s'assurer que les différents acteurs concernés en tiendront compte à l'avenir.

L'ordre du jour du Conseil comportait en outre les points suivants :

- enseignements des premières visites décennales sur les réacteurs de 900 MWe ;
 - rapport d'activité de la DSIN pour 1994 ;
 - compte rendu de la 7^e conférence nationale des présidents de commission locale d'information,
- ainsi que des questions d'actualité (mise en place de l'OPRI, rapatriement de déchets radioactifs au Japon, situation du réacteur Superphénix).

Nomination de deux nouveaux membres

Par arrêté du ministre de l'industrie, des postes et télécommunications et du commerce extérieur et du ministre de l'environnement en date du 27 avril 1995, M. Alain Raymond, journaliste à l'Agence France Presse et Mme Ann MacLachlan, journaliste à Nucleonics Week, ont été nommés membres du Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires en tant que personnalités choisies pour leur compétence en matière d'information et de communication. Ils remplacent respectivement MM. Hubert Reeves et Jérôme Strazzula, démissionnaires. Leur mandat prendra fin le 6 mars 1998.

Nouveau décret relatif aux rejets d'effluents et aux prélèvements d'eau des installations nucléaires

Le Journal officiel du 6 mai 1995 a publié le décret n° 95-540 du 4 mai 1995 relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des installations nucléaires de base. En application de ce texte, une même autorisation, délivrée au niveau ministériel, peut

réglementer, le cas échéant, les rejets d'effluents liquides et gazeux radioactifs et non radioactifs ainsi que les prélèvements d'eau d'une installation nucléaire de base. La procédure est menée sur le fondement d'une seule et même demande établie en conséquence, le service instructeur étant dans tous les cas la direction de la sûreté des installations nucléaires. Les règles de procédure de ce décret s'appliquent également aux installations classées incluses dans le périmètre d'une installation nucléaire de base.

Suites données au « rapport Souviron »

A la suite de la publication du rapport de M. Souviron, donnant les conclusions du débat sur l'énergie et l'environnement organisé par le Gouvernement en 1994, une communication a été présentée sur ce sujet au Conseil des ministres du 29 mars 1995 par les ministres chargés de l'industrie, de la recherche et de l'environnement. Les orientations retenues par le Gouvernement s'articulent autour de trois grands thèmes :

- assurer la transparence de l'information et des décisions publiques en matière d'énergie ;
- relancer la politique de maîtrise de l'énergie ;
- développer le recours aux énergies renouvelables.



Le premier de ces thèmes concerne l'énergie nucléaire. A ce titre, il a notamment été décidé :

- de renforcer l'expertise publique dans le domaine de l'énergie et de diffuser les résultats des travaux correspondants, notamment par la publication d'un livre blanc sur l'énergie nucléaire, traitant en particulier de l'aval de la filière ;
- de publier les études en cours sur les conditions de démantèlement des centrales nucléaires et notamment sur l'optimisation des délais, et d'engager une expérience de démantèlement rapide d'une centrale ;

– d'améliorer les conditions de prise et de publicité des décisions relatives aux grands équipements nucléaires, qui seront notamment soumises au débat public prévu par la récente loi relative à la protection de l'environnement. Les conditions de validité des déclarations d'utilité publique anciennes, et l'articulation entre autorisation de création et permis de construire, seront également aménagées.

Réunion de la CLI de Chooz

La Commission locale d'information de Chooz s'est réunie le 23 mars sur le site de la centrale. Les principaux thèmes examinés ont été les suivants :

- état d'avancement du chantier de construction des réacteurs 1 et 2 et programme de démarrage des installations ;
- contribution d'EDF aux actions de développement économique et de soutien à l'emploi dans la région de Chooz.

La DRIRE a présenté les dossiers examinés au cours de la conférence nationale des présidents de CLI du 21 février (voir Contrôle 104) et tout particulièrement les résultats de l'enquête nationale sur la situation et les attentes des CLI menées à la fin de l'année 1994.

Cette séance a été suivie d'une réunion des maires de la région de Chooz, présidée par le préfet des Ardennes et le président de la CLI, consacrée à l'organisation en cas de crise et à l'envoi à la population de la région de Chooz d'une plaquette d'information sur la conduite à tenir en cas de déclenchement du plan particulier d'intervention (PPI). Cette plaquette a été élaborée avec le concours de la CLI ; elle a été diffusée à la fin du mois de mars. Des représentants des services de la protection civile de la province de Namur et de l'Etat fédéral belge participaient à cette réunion. Le président de la CLI a invité les représentants des autorités belges à participer aux prochaines réunions de la commission.

Réunion de la CSPI de la Hague

La Commission spéciale et permanente de La Hague s'est réunie le 13 mars sous la présidence de Madame Monique Sené, vice-présidente. Au cours de cette réunion, la Commission a créé un groupe de travail qui aura pour mission l'examen des dossiers d'enquête publique du passage en phase de surveillance du Centre de stockage de la Manche (CSM). Elle a fait le point de la préparation d'une série de mesures dans l'environnement du CSM

que l'ANDRA lui a demandé de coordonner. Le protocole est établi en concertation avec l'exploitant et les divers laboratoires impliqués. Le docteur Collignon, conseiller scientifique permanent de la Commission, a présenté, à l'occasion du retour de verres au Japon, les principes de la réglementation et de la sûreté des transports des matières radioactives en France. Enfin, Monsieur Barbey a exposé les résultats des mesures effectuées par l'ACRO (Association pour le contrôle de la radioactivité dans l'Ouest) dans l'environnement du CSM et de l'usine de la Hague, ainsi que le point de vue de l'association concernant l'information délivrée par les exploitants.

Réunion de la CLI de Nogent-sur-Seine

La Commission locale d'information sur la centrale de Nogent-sur-Seine s'est réunie le 21 mars sous la présidence de M. Ancelin, conseiller général, maire de Nogent-sur-Seine. L'ordre du jour comportait les points suivants :

- bilan 1994 (environnement, sûreté, radioprotection des travailleurs...) présenté par la direction de la centrale, et activités 1995 (arrêt pour rechargement de combustible de la tranche 2 en avril...);
- bilan de la rencontre avec les médecins et pharmaciens de la région en janvier dernier ;
- bilan de la conférence nationale des présidents de CLI du 21 février dernier et présentation de l'enquête nationale sur la situation et les attentes des CLI menée à la fin de l'année 1994 ;
- présentation par la DRIRE du bilan 1994 de ses actions de contrôle et de surveillance de la centrale de Nogent-sur-Seine ;



Centrale de Nogent-sur-Seine.

– bilan des actions 1994 et projets 1995 de la CLI. La CLI prévoit, pour l'année 1995, l'édition d'une fiche d'action destinée aux maires en cas de déclenchement du PPI et la visite d'un centre de crise national.

Réunion de la CLI de Paluel/Penly

La commission locale d'information sur les centrales nucléaires de Penly et de Paluel a décidé de participer à la diffusion des consignes de sécurité auprès des habitants.

A cette fin, elle a fait réaliser un film d'une dizaine de minutes sur les méthodes de confinement dans un établissement scolaire, en cas d'accident sur une installation nucléaire. Le film a été réalisé à partir d'un scénario écrit par un groupe d'enseignants.

Le 17 mars, sous la présidence du sénateur Caron, vice-président du Conseil général de la Seine-Maritime, la sous-commission en charge de cette mission a examiné le film après montage. Elle a approuvé cette version qui devrait pouvoir être disponible prochainement. La Commission s'assurera des conditions de diffusion, en liaison avec l'Education nationale.

ILCI du Gard

Dans le cadre des recherches menées par l'ANDRA en vue de l'implantation de deux laboratoires souterrains, D. Delattre, de la DSIN, a présenté le 23 mars à Nîmes, aux membres de l'instance locale de concertation et d'information du Gard, les dispositions de la règle fondamentale de sûreté n° III-2-f, notamment les critères de choix de site.

Cette instance, créée le 20 mai 1994 et présidée par le Préfet du Gard, a pour dénomination officielle : « Commission locale d'information et de suivi des travaux de reconnaissance géologique préalable à la décision d'installation d'un laboratoire de recherche souterrain sur la gestion des déchets radioactifs ». Elle est distincte de la Commission locale d'information (CLI) auprès des grands équipements énergétiques du Gard, créée en application de la circulaire du Premier ministre de 1981 et présidée par le président du Conseil général du Gard.

ILCI de Haute-Marne

L'assemblée générale de l'instance locale de concertation et d'information sur les travaux de l'ANDRA en Haute-Marne s'est tenue le 22 mars sous la présidence du Préfet de Haute-Marne. L'ANDRA a présenté le rapport d'étape sur les travaux de reconnaissance géologique engagés depuis 1994 dans les quatre départements concernés et ses projets de travaux dans le secteur Haute-Marne/Meuse pour 1995.

L'instance a souhaité connaître plus précisément les données et résultats issus de ces travaux ; elle chargera une délégation, constituée

de représentants des différents collèges qui la constituent, de recueillir auprès de l'ANDRA les éléments d'information sur l'état des connaissances acquises. Elle a défini son programme d'action pour 1995 (organisation de conférences, visites d'installations, information de la population...)

Résultat de l'enquête publique de Civaux

Le 21 avril, la commission d'enquête sur la centrale nucléaire de Civaux (deux réacteurs à eau sous pression de 1400 Mwe, type N4) a remis son rapport et ses conclusions aux préfets de la Vienne et de l'Indre-et-Loire, à la suite de l'enquête publique menée du 12 décembre 1994 au 10 février 1995, conjointement sur les rejets radioactifs gazeux et liquides de la centrale, sur les rejets physico-chimiques des eaux dans la Vienne et sur l'installation d'un seuil de mesure de bas débits sur la Vienne à Valdivienne.

Les conclusions de la commission d'enquête sur les différents points précités sont, de manière résumée, les suivantes :

- concernant les rejets physico-chimiques, la commission a émis un avis favorable au fonctionnement d'une seule tranche ;
- concernant les rejets radioactifs liquides et gazeux, la commission a émis un avis favorable, sous certaines réserves, au fonctionnement de deux tranches ;
- concernant l'installation du seuil de mesure de bas débits de la Vienne, la commission a émis un avis défavorable.

Résultat de l'enquête publique sur le projet COGEMA de Bessines

L'enquête publique concernant le projet d'entreposage d'oxyde d'uranium appauvri envisagé par la COGEMA sur la commune de Bessines-sur-Gartempe (Haute-Vienne), qui avait débuté le 18 novembre 1994, s'est achevée le 2 janvier 1995. La commission d'enquête a remis, au mois de mars, son rapport au préfet de la Haute-Vienne.

La conclusion de la commission d'enquête est la suivante :

« La commission d'enquête :

- constatant que le dossier ne remplit pas toutes les obligations prévues par les textes et ne satisfait pas à l'information complète du public tant dans l'étude d'impact que celles des dangers,
- constatant qu'aucune garantie n'est apportée quant à la nature du produit entreposé et

que les compositions isotopiques autorisées permettent à la COGEMA de dépasser les limites propres aux installations classées pour entrer dans la catégorie des installations nucléaires de base,

Emet, à la majorité, un avis défavorable au projet d'entreposage de sesquioxyde d'uranium appauvri tel que présenté par la COGEMA sur le site industriel de Bessines-sur-Gartempe ».

Réédition du recueil des textes réglementaires sur la sûreté nucléaire

La DSIN a fait publier, par la direction des journaux officiels, la troisième édition du recueil des textes réglementaires sur la sûreté nucléaire. Ce document est organisé autour des têtes de chapitre traditionnelles :

- textes relatifs à l'organisation générale et aux procédures ;
- textes à caractère technique, autres que les règles fondamentales de sûreté, et les textes d'organisation associés ;
- règles fondamentales de sûreté.

L'édition de 1995 est complétée par quatre chapitres correspondant à des préoccupations de plus en plus présentes chez les responsables du contrôle de la sûreté nucléaire :

- les enquêtes publiques ;
- la coordination interministérielle ;
- les dispositions relatives aux incidents ;
- les dispositions relatives aux déchets.

Ce document est disponible auprès de la Direction des journaux officiels, sous le numéro 1606, au prix de 208 francs.

Renseignements : téléphone (16-1) 40587878, télécopie (16-1) 45791784.

Relations internationales

AIEA – Publication des rapports Osart de Cattenom et post Osart de Gravelines

La DSIN, qui demande régulièrement à l'AIEA (Agence internationale de l'énergie atomique) d'expertiser la sûreté des installations nucléaires françaises au cours de missions OSART (Operating safety assessment review team), a rendu publics, le 29 mars, deux rapports OSART concernant les centrales de Cattenom et de Gravelines, édités par l'AIEA.



Centrale de Cattenom.

Les experts ayant mené la mission OSART de **Cattenom**, du 14 au 31 mars 1994, ont conclu

au bon entretien et à la bonne exploitation de la centrale : fort engagement des agents et de la direction en matière de sûreté, prise en compte efficace du retour d'expérience tant interne qu'externe, existence de procédures de grande qualité pour le fonctionnement normal et accidentel. Ils ont néanmoins préconisé un certain nombre d'actions susceptibles de renforcer le niveau de sûreté atteint :

- améliorer le contrôle et la gestion des modifications temporaires de l'installation ;
- renforcer la coordination entre les ingénieurs chargés de la formation dans les différents services ;
- améliorer la formation des personnels chargés des installations de traitement des effluents ;
- améliorer la qualité des contrôles dans les laboratoires de chimie.

Une mission de suivi OSART viendra à Cattenom du 12 au 16 juin 1995, à la demande de la DSIN, pour examiner les progrès accomplis dans la mise en œuvre des améliorations proposées par la première mission. Le rapport de cette mission de suivi sera également rendu public.

La mission de suivi OSART de **Gravelines**, menée du 7 au 10 novembre 1994, a examiné la prise en compte des recommandations et suggestions formulées par les experts lors de la mission OSART du 15 mars au 2 avril 1993.

La mission de suivi a trouvé que de grands progrès avaient été faits pour apporter des réponses aux problèmes soulevés lors de la mission OSART, notamment en ce qui concerne l'information de l'ensemble du personnel sur la stratégie d'EDF en matière de sûreté et de qualité.

Cependant, elle n'observe que peu ou pas de progrès sur les quelques points suivants :

- la mise en place d'un système formalisé pour gérer les changements pouvant intervenir dans les programmes de formation du personnel ;
- le développement de moyens robotisés permettant de faire à distance des prélèvements d'eau contaminée dans le bâtiment du réacteur en cas d'accident ;
- la mise en place de balises de mesure de radioactivité supplémentaires sur le site et à l'extérieur du site.

Les experts de la mission de suivi pensent que le lancement par la centrale de son programme des « Cinq projets prioritaires » est de nature à permettre la solution de l'ensemble des problèmes soulevés au cours de l'OSART de 1993.

La DSIN a pris acte de l'ensemble des conclusions de ces rapports et s'attachera, dans les prochains mois, à veiller à ce qu'elles soient bien prises en compte par l'exploitant.

AIEA – Réunion du NUSSAG

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a participé, du 20 au 24 mars à Vienne, à la réunion du NUSSAG (Nuclear safety standards advisory group) qui rassemble des responsables des autorités de sûreté des principaux pays nucléaires ; ce groupe est chargé de conseiller le directeur général de l'AIEA sur la sûreté nucléaire et, plus particulièrement, sur les documents, décrivant les bonnes pratiques en la matière, qu'élabore l'AIEA. L'état d'avancement et les projets de développement des programmes de codes et guides de l'AIEA dans les différents domaines (sûreté des réacteurs de puissance et de recherche, déchets, radioprotection etc.) ont été présentés et discutés ; en outre, des

échanges ont eu lieu sur les pratiques réglementaires. Cela a permis d'élaborer, sur différents points, des avis qui seront transmis au directeur général de l'Agence.

A l'occasion de ce voyage, le DSIN a rencontré le directeur général de l'AIEA, et a eu des entretiens avec plusieurs de ses homologues étrangers.



Siège de l'AIEA.

AIEA – Convention internationale sur la sûreté nucléaire

Une rencontre préliminaire à la réunion de la conférence des signataires de la convention s'est tenue à Vienne du 8 au 10 mars. La délégation française, a présenté, conjointement à la délégation britannique, un projet concernant le mécanisme d'examen des rapports nationaux que les signataires s'engagent à produire sur l'état de la sûreté nucléaire dans leur propre pays. Cette proposition a été accueillie favorablement. Son examen sera poursuivi dans les prochains mois et, en particulier, à l'occasion d'une nouvelle réunion prévue à Vienne à l'automne.

AIEA – Programme RADWASS

Dans le cadre du programme RADWASS (Radioactive waste safety standards), la DSIN a participé du 27 au 31 mars à une réunion du Comité technique permanent d'experts, consacrée à l'élaboration d'une norme de sûreté relative aux stockages en formation géologique des déchets radioactifs.

Par ailleurs, un ingénieur de la DRIRE Rhône-Alpes a participé du 2 au 7 avril à une réunion d'un autre Comité technique d'experts, consacré à l'élaboration d'un guide de sûreté sur la conception et la mise en place de programmes nationaux pour la gestion des déchets radioactifs.

AIEA – Assistance à l’Autorité de sûreté slovaque

L’Autorité de sûreté de la République Slovaque a demandé à l’AIEA une assistance complémentaire à la mission d’expertise internationale concernant la gestion des déchets radioactifs (WATRP) qui s’était déroulée en mai 1994, sous les auspices de l’AIEA, pour examiner le rapport de sûreté du projet d’installation de stockage en surface de déchets radioactifs de faible et moyenne activité à vie courte ou moyenne de Mochovce. Cette mission d’experts, à laquelle la DSIN a participé, a eu lieu en mars 1995.

Par ailleurs, deux représentants de l’Autorité de sûreté slovaque ont été accueillis du 6 au 10 mars par la division nucléaire de la DRIRE Aquitaine qui leur a présenté les pratiques de l’Autorité de sûreté française, notamment en matière d’inspection et de suivi d’arrêt de réacteur. Ils ont également pu visiter les centrales de Blayais, Golfech et Civaux, représentant les différents paliers de réacteur à eau pressurisée.

Commission européenne

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a reçu le 16 mars M. Enthoven, directeur général de l’environnement, de la sécurité nucléaire et de protection civile (DG XI) à la Commission européenne. Cette rencontre a permis un échange de vues sur des sujets d’actualité : convention de sûreté nucléaire, nouvelle classification française des déchets radioactifs, assistance aux pays de l’Est.

Allemagne

Le groupe de travail n° 2 de la DFK, consacré à la sûreté nucléaire, de la Commission franco-allemande (DFK) s’est réuni le 29 mars à Paris. Il a été l’occasion de faire le point sur le fonctionnement des centrales frontalières (Cattenom et Fessenheim) et des systèmes de communication mis en place entre autorités françaises et allemandes.

Les exercices de crise sur les centrales concernées ont également été évoqués : l’exercice du 22 novembre 1994 à Cattenom, qui a eu lieu avec la présence d’observateurs allemands, et les futurs exercices sur Fessenheim en 1996 et 1997.

Belgique

Le groupe de travail franco-belge sur la sûreté des réacteurs a tenu sa deuxième réunion à Bruxelles le 7 mars. Les échanges d’information ont porté, côté belge sur l’état des générateurs de vapeur de la centrale de Doel 4 et sur les projets de stockage de déchets faiblement radioactifs, côté français sur la centrale de Chooz B, les essais de démarrage de la première tranche, la gestion des accidents graves et l’approche par états ainsi que les agressions externes prises en compte dans le dimensionnement.



Centrale de Tihange.

Des représentants de la DSIN et de la DRIRE Champagne-Ardenne (Division des installations nucléaires) ont rencontré, le 4 avril à Bruxelles, les services chargés du contrôle et de l’inspection des sites de Doel et Tihange (AIB-Vincotte nucléaire).

Des informations ont été échangées sur les pratiques respectives pour le contrôle et la surveillance des réacteurs à eau sous pression, ainsi que la préparation des participations croisées d’inspecteurs belges et français à des inspections sur les sites de Chooz et Tihange.

Chine

Les 10 et 11 avril a eu lieu à Fontenay-aux-Roses la réunion annuelle du Comité directeur de l’accord existant entre la DSIN et l’IPSN d’une part et l’ANSN (Administration nationale pour la sûreté nucléaire) d’autre part. Il a été décidé au cours de cette réunion que l’accord existant serait remplacé par un arrangement de coopération en matière de sûreté nucléaire entre DSIN et ANSN et leurs supports techniques, et un accord séparé entre IPSN et ANSN.

Le problème apparu à Daya Bay (voir ci-après) a également été évoqué.

A l'issue du Comité directeur, la délégation de l'Autorité de sûreté chinoise a visité les installations de Soulaines et la centrale nucléaire de Chooz B.

Anomalie de temps de chute de grappes de commande sur les réacteurs de Daya Bay

La centrale de Daya Bay (appelée aussi Guang Dong) comprend deux réacteurs à eau sous pression de 900 MWe, de fabrication française, mis en service en 1993.

En février 1995, lors des essais de redémarrage du réacteur 1 après arrêt pour rechargement en combustible, l'exploitant de la centrale de Daya Bay s'est aperçu que 7 des 53 grappes de commande chutaient dans le cœur en un temps supérieur au critère de sûreté spécifié par les règles générales d'exploitation.

Les grappes de commandes sont des groupes de tiges solidaires, mobiles, contenant une matière absorbant les neutrons, qui, suivant leur insertion dans le cœur du réacteur, permettent de contrôler la réaction nucléaire. En cas d'arrêt d'urgence du réacteur, toutes les grappes de commande doivent s'insérer dans le cœur en un temps donné afin de stopper la réaction en chaîne.

A la suite de la découverte de cette anomalie, l'exploitant a décidé de maintenir le réacteur à l'arrêt et de mener avec le constructeur des investigations visant, d'une part, à comprendre le phénomène et, d'autre part, à définir les conditions d'un éventuel redémarrage. Les investigations sont en cours, notamment l'expertise des guides de grappes. L'origine de l'anomalie n'est pas connue à ce jour.

En mars 1995, avant l'arrêt pour rechargement en combustible du réacteur 2, l'exploitant a réalisé un essai de chute des grappes de commande et s'est aperçu que le temps de chute de l'une d'entre elles dépassait légèrement le critère de temps spécifié dans les règles générales d'exploitation. Des investigations, semblables à celles entreprises pour le réacteur 1, sont en cours sur le réacteur 2 actuellement à l'arrêt pour rechargement.

L'anomalie a été classée au niveau 1 de l'échelle INES par les autorités chinoises.

Lors de la réunion bilatérale des 10 et 11 avril derniers, l'Autorité de sûreté chinoise a fait le point sur cette anomalie et évoqué la possibilité de faire appel, le moment venu, à la

DSIN, afin de prendre position sur le traitement proposé par l'exploitant chinois.

Le réacteur 2 a redémarré, le lundi 15 mai, après autorisation de l'Autorité de sûreté chinoise, à une puissance inférieure à 10 %.

Par ailleurs, à la demande de l'Autorité de sûreté chinoise, un membre de la DSIN assiste sur place, en tant qu'observateur, depuis le mercredi 17 mai, à certaines réunions techniques d'instruction de cette affaire. Il est accompagné de représentants de l'IPSN.

Espagne

Le comité directeur franco-espagnol s'est réuni les 13 et 14 mars à Paris : la délégation espagnole était conduite par M. Kindelan, nouveau président du Consejo de seguridad nuclear (CSN), l'Autorité de sûreté espagnole. A cette occasion, l'arrangement administratif qui régit les relations et l'échange d'informations entre le CSN et la DSIN a été renouvelé pour une durée de cinq ans.

Les discussions ont porté sur des sujets d'intérêt commun : gestion des déchets, combustibles à haut taux de combustion, problèmes rencontrés dans les deux pays sur les traversées de couvercles de cuve des REP. Il a aussi été évoqué les résultats des discussions sur les pratiques en matière d'inspection entre des inspecteurs du CSN et de la Division nucléaire de la DRIRE Aquitaine.

La journée du 14 mars a été consacrée à la visite du centre technique de crise de l'IPSN et du CODISC.

Etats-Unis

Dans le cadre des relations entre la DSIN et la NRC (l'Autorité de sûreté nucléaire américaine), un représentant de la DSIN s'est rendu à Washington du 26 mars au 13 avril afin de commencer une étude sur les méthodes d'évaluation des performances des centrales nucléaires américaines par la NRC et l'utilisation d'indicateurs de sûreté. Cette étude sera poursuivie entre le 29 mai et le 16 juin.

Grande-Bretagne

Les 26 et 27 avril, des représentants du Health and safety executive (HSE – Autorité de sûreté nucléaire de Grande-Bretagne) ont été reçus par la DSIN et l'IPSN. La réunion a porté sur différents aspects de sûreté nucléaire,

concernant notamment les usines de retraitement, et a été suivie d'une visite de l'établissement COGEMA de la Hague.

Indonésie

La DSIN a organisé les 28 et 29 mars à Jakarta un séminaire d'information en matière de sûreté nucléaire, auquel étaient associés l'IPSN et EDF, pour plus de 85 personnes, dont plusieurs parlementaires.



Au 1^{er} rang à gauche, le directeur du Batan puis le conseiller (français) du ministre des Sciences et de la Technologie d'Indonésie.

Faisant suite à ce séminaire, la DSIN a organisé une visite de la centrale de Gravelines pour une délégation du Parlement indonésien le 10 avril.

La coopération ainsi initiée pourrait déboucher sur un accord entre les autorités de sûreté.

Japon

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a reçu le 16 mars l'un des cinq commissaires de la Nuclear safety commission (NSC) placée auprès du Premier ministre et coiffant les deux Autorités de sûreté japonaises. Les entretiens ont porté notamment sur le vieillissement des réacteurs et les problèmes de fonctionnement avec des combustibles à haut taux de combustion.

CCE : Assistance à l'Autorité de sûreté slovène

Dans le cadre du programme Regulatory assistance management group (RAMG) de la CCE destiné à aider les Autorités de sûreté des pays de l'Est, un stage d'un mois en France d'un représentant de l'Autorité de sûreté slovène et d'un représentant de l'agence de gestion des déchets a été orga-

nisé par la DSIN avec la participation des opérateurs concernés (ANDRA, CEA, COGEMA et EDF) afin d'exposer la démarche française en matière de gestion des déchets radioactifs.

Thaïlande

La France a accepté de financer une action de l'AIEA visant à créer une Autorité de sûreté nucléaire en Thaïlande. La DSIN a effectué une mission exploratoire à Bangkok, du 22 au 24 mars, qui a permis de déterminer la forme que pourrait avoir l'assistance à apporter.

L'OAEP (Office of atomic energy for peace) exploite un réacteur Triga Mark III et se prépare à analyser les offres, dont celle de l'industrie française, pour la construction d'un autre réacteur.

Ukraine

Michel Barnier, ministre de l'environnement, a conduit une délégation de l'Union européenne et du G7 qui a rencontré le président ukrainien Koutchma le 13 avril à Kiev. Cette délégation a fait part au président ukrainien des inquiétudes de la communauté internationale durant la poursuite de l'exploitation des réacteurs encore en service à la centrale de Tchernobyl.

En réponse, le président Koutchma s'est engagé à fermer « définitivement et complètement » cette centrale avant l'an 2000, sous réserve que les pays occidentaux apportent, en complément au plan d'action du G7 décidé au sommet de Naples, une assistance à l'Ukraine pour la construction d'une centrale au gaz sur le site de Slavoutich près de Tchernobyl, et pour la résolution du problème du sarcophage. Par ailleurs, il a précisé qu'il avait demandé à son gouvernement de lui présenter à la mi-mai un calendrier précis de fermeture du site de Tchernobyl, calendrier qui sera communiqué au G7 immédiatement.

A l'occasion du 9^e anniversaire de l'accident du 26 avril 1986, l'IPSN a publié un dossier « Tchernobyl 9 ans après ». Ce dossier présente l'état actuel des risques sur le site, établit un bilan des conséquences sanitaires de l'accident et fait le point sur la contamination des territoires les plus touchés.

La sûreté des réacteurs du futur le projet EPR

Sommaire

- **Avant propos**
par André-Claude Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires
- **L'évaluation des réacteurs futurs, un défi européen**
par Eduardo Gonzalez Gomez, vice-président du Consejo de Seguridad Nuclear
- **La coopération des autorités de sûreté française et allemande**
par Gerald Hennenhöfer directeur général de la Sûreté des Installations Nucléaires, de la Radioprotection, des Combustibles Nucléaires et de la Gestion des Déchets et A.C. Lacoste
- **L'approche commune franco-allemande de sûreté pour les réacteurs du futur**
par Adolf Birkhofer directeur du GRS, Pierre-Franck Chevet adjoint au directeur de la DSIN, Daniel Quéniart directeur délégué à la Sûreté à l'IPSN et Rolf-Dieter Wendling conseiller ministériel au BMU
- **EPR : le point de vue des électriciens**
par Pierre Bacher directeur délégué de la Direction de l'Équipement d'EDF et Bernhard Bröcker chef du service Technologie Nucléaire de Preussenelektra
- **EPR : le point de vue des constructeurs**
par B.J. Baumgartl et F. Bouteille président directeur général et directeur général adjoint de NPI
- **Points de vue**
 - Entretien avec Monique Sené, présidente du GSIEN
 - Le rôle de l'énergie nucléaire dans la réduction des émissions de CO₂ par Helmut Schaefer, professeur à l'Institut de technologie de l'énergie de Munich
 - Entretien avec Claude Mandil directeur général de l'énergie et des matières premières, ministère de l'industrie
 - L'avenir de l'énergie nucléaire par Otto Wiesheu, ministre de l'économie, du transport et de la technologie de l'Etat de Bavière.
- **Liste des sigles et abréviations utilisées**

Avant-propos

Le dossier de ce numéro 105 de la revue Contrôle est consacré à la sûreté des réacteurs électronucléaires du futur, et en particulier au projet EPR (European Pressurized Reactor) élaboré en commun entre la France et l'Allemagne.

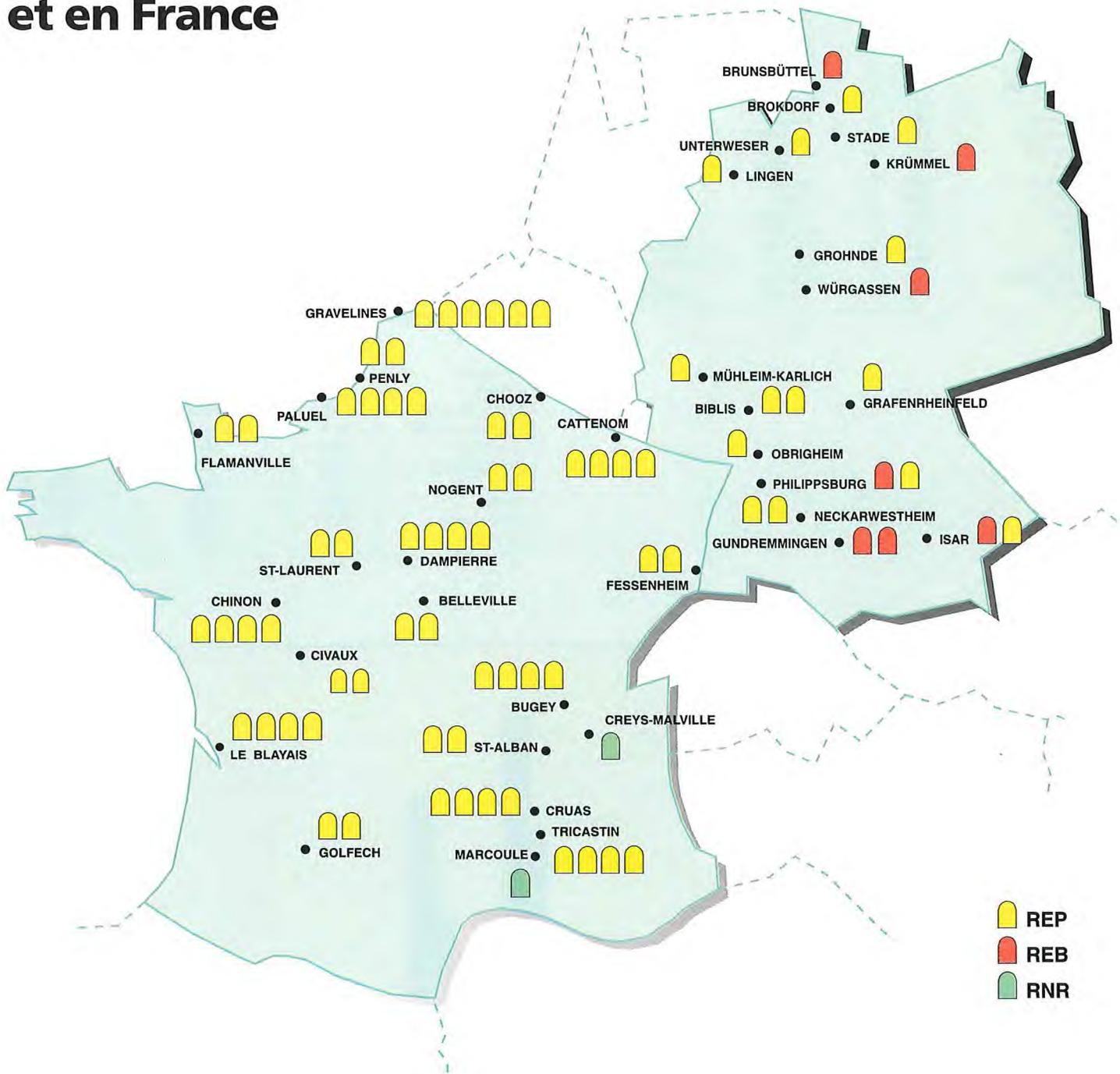
Des efforts considérables sont consacrés dans un certain nombre de pays du monde à la préparation d'une nouvelle génération de réacteurs électronucléaires présentant des améliorations notables par rapport aux réacteurs actuels, en particulier en matière de sûreté. Le projet EPR s'inscrit tout à fait dans ce cadre. Mais il présente une particularité : il est le premier cas d'un projet de réacteur sur lequel deux pays, en l'occurrence l'Allemagne et la France, dotés d'une tradition, d'une compétence et d'une industrie nucléaires fortes et reconnues, décident de mettre en commun leurs efforts. C'est ainsi qu'entre les électriciens allemands et EDF, entre Siemens et Framatome, entre les Autorités de sûreté allemande, le BMU, et

française, la DSIN, entre leurs appuis techniques, le GRS et l'IPSN, s'est établie une façon de travailler en commun et de prendre en commun des positions et des décisions.

C'est cela que le présent dossier veut présenter, en privilégiant le point de vue qui est celui de la revue Contrôle, c'est à dire celui de l'Autorité de sûreté nucléaire, je devrais plutôt dire celui des Autorités de sûreté nucléaire française et allemande. Bien entendu, nous avons respecté une stricte symétrie : la plupart des articles sont cosignés par des responsables français et allemands, et à tout article français fait vis-à-vis un article allemand. Comme d'habitude, nous avons essayé de faire s'exprimer des points de vue libres et diversifiés sur le sujet. Enfin, des tirages séparés du dossier sont prévus en allemand et en anglais.

André-Claude Lacoste
Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires

Les réacteurs de puissance en Allemagne et en France



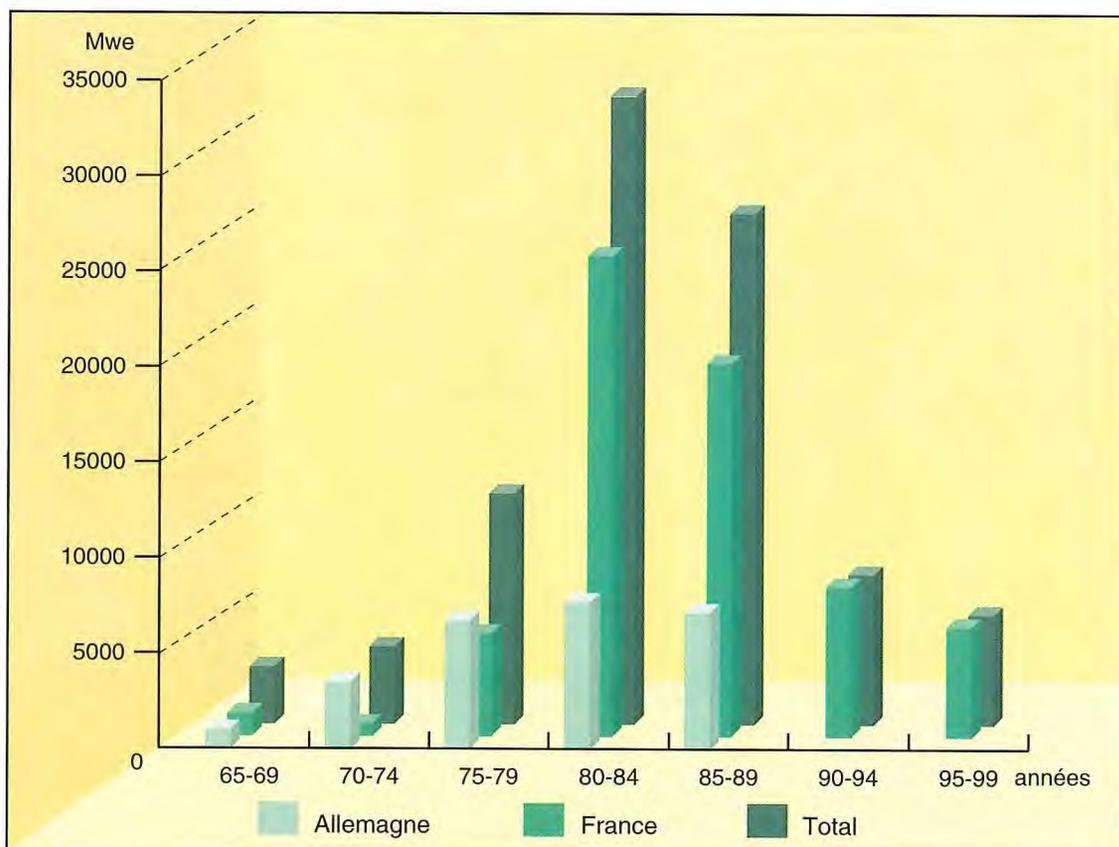
France		Allemagne	
21	← nombre de sites →	16	
54 REP 2 RNR	← nombre de réacteurs →	14 REP 7 REB	
62 000 MWe	← puissance installée →	23 000 MWe	
78 %	← % de la production d'électricité →	34 %	

France

Site	Type de réacteur	Puissance nette installée (en MWe)	Date de divergence
Belleville	REP	2 x 1300	1987 et 1988
Blayais	REP	4 x 900	1981 à 1983
Bugey	REP	4 x 900	1978 et 1979
Cattenom	REP	4 x 900	1986 à 1991
Chinon	REP	4 x 900	1982 à 1987
Chooz	REP	2 x 1450	en construction
Civaux	REP	2 x 1450	en construction
Creys-Malville	RNR	1200	1985
Cruas	REP	4 x 900	1983 et 1984
Dampierre	REP	4 x 900	1980 et 1981
Fessenheim	REP	2 x 900	1977
Flamanville	REP	2 x 1350	1985 et 1986
Golfech	REP	2 x 1300	1990 et 1993
Gravelines	REP	6 x 900	1980 à 1985
Marcoule	RNR	230	1973
Nogent	REP	2 x 1300	1987 et 1988
Paluel	REP	4 x 1350	1984 à 1986
Penly	REP	2 x 1350	1990 et 1992
Saint-Alban	REP	2 x 1350	1985 et 1986
Saint-Laurent	REP	2 x 900	1981
Tricastin	REP	4 x 900	1980 et 1981

Allemagne

Site	Type de réacteur	Puissance nette installée (en MWe)	Date de divergence
Biblis	REP	1150 et 1250	1974/1976
Brokdorf	REP	1350	1986
Brunsbüttel	REB	800	1976
Grafenrheinfeld	REP	1250	1981
Grohnde	REP	1350	1984
Grundremmingen	REB	2 x 1250	1984
Isar	REB	900	1977
"	REP	1350	1988
Krümmel	REB	1250	1983
Lingen	REP	1300	1988
Mülheim-Karlich	REP	1200	1986
Neckarwestheim	REP	800 et 1300	1976/1988
Obrigheim	REP	350	1968
Philippsburg	REB	850	1979
"	REP	1350	1984
Stade	REP	650	1972
Unterweser	REP	1250	1978
Würgassen	REB	650	1971



Nouvelles puissances installées (en MWe) par périodes de 5 ans

L'évaluation des réacteurs futurs, un défi européen

Par Eduardo Gonzalez Gomez,
vice-président du Consejo de Seguridad Nuclear

La situation actuelle relative à l'énergie conduit à s'interroger sur notre capacité à disposer de sources fiables qui, tout en ayant un impact faible sur l'environnement, permettent l'amélioration des conditions de vie et de travail de nos sociétés.

Les différentes crises économiques et politiques qui se sont produites dans les vingt dernières années ont causé un ralentissement de la croissance, ainsi qu'une nécessité de réévaluer les besoins énergétiques. Ces crises, ainsi que le désastre de Tchernobyl, ont eu comme conséquences, associées à un ralentissement des programmes nucléaires, une demande additionnelle d'assurance relative à la sûreté des installations.

L'industrie a répondu à ce défi en promouvant de nouveaux réacteurs dans les deux voies bien connues, celle de concepts totalement nouveaux, et celle des concepts évolutifs.

La première, attrayante du point de vue intellectuel et scientifique, mérite d'être explorée pour le futur à long terme, mais ne semble pas pouvoir être disponible à l'horizon du début du XXI^e siècle.

La deuxième permet de profiter de l'expérience acquise (qui, il faut le souligner, a été fondamentalement positive) et des leçons tirées de l'exploitation d'un parc qui, dans le territoire de l'Union Européenne, fournit un tiers de l'électricité. Elle permet également de disposer de systèmes améliorés dans un délai compatible avec les besoins économiques et technologiques.

L'initiative du projet de réacteur européen EPR s'insère dans cette perspective comme une initiative de l'industrie franco-allemande pour affronter les défis énergétiques à moyen terme. Elle va demander un effort considérable de convergence entre deux technologies et entre deux systèmes d'exigences de sûreté qui, tout en étant cohérents dans les lignes générales (qui sont celles des

pays occidentaux), présentent des différences dans le détail dues à la culture et à l'évolution technologique propres à chaque pays. Cet effort devrait être utile à l'ensemble des pays européens.

Du côté des organismes de sûreté et des administrations, au niveau national et international, des initiatives ont été prises pour définir les exigences nouvelles qui devaient être satisfaites par les installations futures. Le Comité des Activités Nucléaires Réglementaires (CANR) de l'Agence pour l'Energie Nucléaire de l'OCDE avait déjà préparé, en 1993, un rapport sur les mesures qui étaient envisagées par les pays membres. Les Groupes de Travail « Sûreté Réacteurs » et « Organismes de Réglementation », qui, en rapport avec la Direction Générale XI de la Commission de l'Union Européenne, travaillent à échanger les connaissances dans ces matières entre les pays membres et pour approfondir l'harmonisation au niveau européen, sont en train de préparer un document intitulé « Document de Consensus » qui systématise et ordonne les idées existantes dans le domaine des réacteurs futurs. Des initiatives semblables ont été entreprises par l'AIEA, où le groupe INSAG est en train d'examiner l'opportunité de revoir le document INSAG-3 pour aborder également les réacteurs futurs.

La Convention internationale sur la Sûreté applicable aux réacteurs, qui a été approuvée en 1994, et qui sera mise en œuvre prochainement, explicite les critères fondamentaux de sûreté qui ont été appliqués depuis longtemps en Occident. Elle devrait essentiellement servir à améliorer la situation des pays nucléaires les moins développés. Cela étant dit, il existe une grande séparation entre les principes généraux affichés par les textes internationaux et les besoins liés à l'examen de sûreté détaillé de projets concrets.

L'harmonisation dans ces domaines plus techniques reste encore à faire, notamment pour répondre aux besoins des pays les plus avancés. Cette difficulté se pose clairement en Europe. Elle ne pourra être surmontée que par des efforts conjoints d'imagination et de flexibilité, si nous voulons avancer dans la construction d'un espace européen des activités nucléaires, activités toujours sujettes jusqu'ici à des exigences fondamentalement nationales.

A ce sujet, il faut ajouter aux initiatives générales déjà indiquées les travaux qui ont commencé pour l'analyse de sûreté, par les TSO (technical safety organisms) européens, des propositions de futurs réacteurs euro-

péens. C'est à travers ces analyses conjointes qu'une convergence « de facto » peut avancer.

L'initiative qui a été lancée par les autorités de sûreté française et allemande (i.e. la DSIN et le BMU) de réunir les principales autorités de sûreté européennes pour leur faire connaître les études entreprises et le programme existant, de façon qu'une activité commune puisse être développée, marque un point d'inflexion clair des relations entre autorités de sûreté. Elle pourrait devenir le noyau d'une coopération plus étroite entre pays membres de l'Union Européenne qui, tout en préservant leur autorité nationale, seraient prêts à préparer un futur commun.



Centrales nucléaires en Espagne

La coopération des autorités de sûreté française et allemande

Par Gerald Hennenhöfer, directeur général de la Sûreté des Installations Nucléaires, de la Radioprotection, des Combustibles Nucléaires et de la Gestion des Déchets et André-Claude Lacoste, directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires

La coopération franco-allemande dans le domaine de la sûreté existe de longue date. A l'origine essentiellement axée sur les relations frontalières et la comparaison de la sûreté des réacteurs en exploitation des deux pays, cette coopération s'est notablement accrue ces dernières années par l'étude conjointe des principes de sûreté de futurs réacteurs. Des positions communes, fruits de travaux approfondis, ont ainsi pu être arrêtées dans ce domaine en juillet 1993 et janvier 1995.

Historique des relations franco-allemande : la DFK

La construction du premier réacteur à eau sous pression de forte puissance (900 MWe) à Fessenheim, à proximité de la frontière allemande, a commencé au début des années 1970. Dès cette période, des discussions entre autorités de sûreté française et allemande ont été engagées. Le cadre de ces discussions a été formalisé en 1976 avec la création de la DFK (Deutsch-Französische Kommission), actuellement toujours en activité.

La DFK est composée côté allemand :

- au niveau fédéral, de représentants du BMU (Bundesministerium für Umwelt – ministère de l'environnement) et de GRS (Gesellschaft für Anlagen und Reaktor Sicherheit – appui technique du BMU) ;
- au niveau régional, des représentants des états du Bade-Wurtemberg, de la Rhénanie-Palatinat et de la Sarre et de leurs appuis techniques, les TÜV.

Côté français, la DFK est composée :

- au niveau national, de représentants de la DSIN et de l'IPSN, son appui technique ;
- au niveau régional, de représentants de la

DRIRE, direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement.

A l'heure actuelle, au sein de la DFK, trois groupes de travail sont encore en activité :

- le premier en charge de la sûreté des réacteurs à eau sous pression. Il a dans le passé essentiellement travaillé sur la comparaison entre les réacteurs de Fessenheim et Neckarwestheim et de Cattenom et Philippsburg (la carte page 27, présentant les parcs nucléaires français et allemand, permet de situer ces réacteurs).

De manière résumée, les conclusions des comparaisons ont été les suivantes :

- les objectifs généraux de sûreté sont comparables, mais les solutions techniques adoptées sont différentes en raison des particularités nationales en matière de conception et de contexte réglementaire (le tableau page 40 présente les principales caractéristiques des réacteurs à eau sous pression français et allemands les plus récents) ;
- la protection des populations contre les conséquences d'accidents est assurée dans les deux pays.

Ces conclusions ont été confirmées par un réexamen fait en 1992 tenant compte des modifications apportées aux réacteurs durant leur exploitation ;

- le second en charge des plans d'urgence (y compris les dispositions prises en matière d'information mutuelle rapide en cas d'accident sur un réacteur frontalier) ;
- le dernier en charge de la radioprotection et de la surveillance de l'environnement.

Le travail de la DFK continue actuellement à un rythme soutenu, en particulier dans le domaine des pratiques d'exploitation des réacteurs.

La création de la DFD

Pour compléter le travail « régional » de la DFK, une nouvelle structure, dénommée DFD (Deutsch Französischer Direktionsausschuss) a été créée fin 1989/début 1990. Son objectif est de traiter, au niveau national, des problèmes généraux de sûreté et, tout spécialement, de la conception des futurs réacteurs à eau sous pression.

Elle regroupe :

- côté allemand, le BMU assisté du GRS ;
- côté français, la DSIN assistée de l'IPSN.

Cette structure, particulièrement active, se réunit plusieurs fois par an. Elle s'appuie sur les travaux techniques menés par l'IPSN et le GRS, ainsi que par les groupes d'experts français et allemand (GPR : groupe permanent réacteur et RSK : Reaktor Sicherheits Kommission).

Elle est amenée, au vu des travaux menés, à prendre position sur un certain nombre de sujets de sûreté.

Les principaux travaux de la DFD

Au principal, deux positions importantes ont été prises par la DFD dans le domaine de la sûreté des futurs réacteurs à eau sous pression.

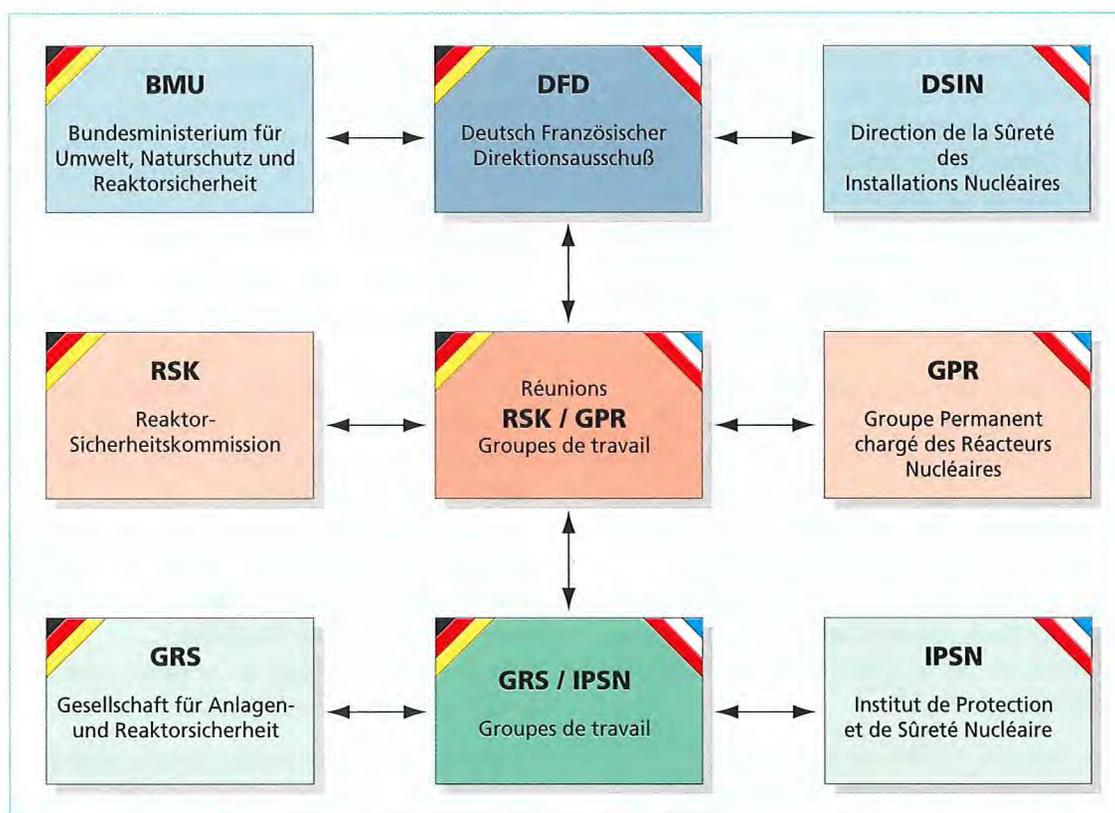
La première, en juillet 1993, est relative à l'approche de sûreté des futurs réacteurs à eau sous pression. A cette occasion, un document de 23 pages, issu du travail conjoint des experts français et allemands, a été approuvé par les autorités de sûreté. Le contenu de ce document, qui a été rendu public ¹, est détaillé dans l'article suivant de la revue.

De manière résumée, ce document s'appuie sur un certain nombre d'idées fortes :

- des réacteurs REP évolutionnaires et non révolutionnaires, afin de tirer le meilleur parti de l'expérience acquise ;
- des améliorations notables de la sûreté par la réduction de la probabilité de fusion du cœur et l'amélioration du confinement en cas d'accident ;
- une amélioration des conditions d'exploitation par la prise en compte précoce des problèmes de radioprotection, de gestion des déchets, de maintenance et d'erreurs humaines.

A la suite de cette prise de position, les industriels français et allemands (Framatome et Siemens regroupés dans une filiale dénommée NPI, ainsi qu'EDF et les électriciens alle-

(1) Il peut être obtenu en en faisant la demande à la DSIN.



Organisation des relations franco-allemandes

mands) associés dans le projet EPR (european pressurized water reactor) ont transmis à la DFD un dossier baptisé CSFRF (conceptual safety features review file) décrivant les principales dispositions de sûreté d'un futur réacteur à eau sous pression.

Ce dossier a servi de contexte aux experts des autorités de sûreté française et allemande pour approfondir leur réflexion sur les principaux enjeux de sûreté. Dans ce cadre, ont notamment été examinés les sujets suivants :

- la protection contre les agressions externes ;
- les accidents sévères et la conception du confinement ;
- l'intégrité du circuit primaire ;
- les conséquences radiologiques des accidents de dimensionnement et des accidents avec fusion du cœur à basse pression primaire ;
- l'utilisation des études probabilistes de sûreté et la conception des systèmes de sauvegarde.

Ces différents sujets ont fait l'objet d'un travail considérable de l'IPSN, du GRS, ainsi que du GPR et de la RSK. Au terme de discussions parfois difficiles, une position commune des autorités de sûreté française et allemande sur ces sujets a été prise en janvier 1995.

Cette position ¹, décrite dans le détail dans l'article suivant de la revue, a été notifiée aux industriels français et allemands participant au projet EPR.

De manière résumée, les propositions contenues dans le CSFRF sont globalement cohérentes avec la position des autorités de sûreté. Elle s'en écarte néanmoins significativement sur certains points, la DFD souhaitant par exemple que la diversification des alimentations électriques soit accrue et qu'une amélioration de l'étanchéité de l'enceinte

(1) Le document associé peut être obtenu en en faisant la demande à la DSIN.

(par l'adjonction d'une peau interne) soit recherchée.

Globalement, au vu de cette position, les industriels ont décidé d'engager la deuxième phase du projet EPR appelée « basic design ».

Conclusion

Les relations franco-allemandes se sont très notablement accrues ces dernières années, et ont permis aux autorités de sûreté française et allemande de prendre des positions communes sur un sujet fondamental, la sûreté de la prochaine génération de réacteurs.

Ces résultats ne sont néanmoins qu'un tout premier pas vers une future harmonisation des pratiques et réglementations de sûreté.

Ce type de rapprochement n'a été évidemment rendu possible que parce que deux conditions étaient remplies :

- la discussion portait sur de futurs réacteurs, et non sur des réacteurs déjà construits pour lesquels les règles et dispositions de sûreté ne peuvent être modifiées simplement ;
- un projet industriel commun existait et devait donc respecter des objectifs de sûreté conjointement définis.

Les deux conditions sont toujours remplies et doivent permettre de poursuivre avec succès les travaux entre autorités de sûreté française et allemande, même dans leur phase suivante, plus délicate, où devront être recherchées des positions communes sur des dispositions techniques plus détaillées.

Enfin, le travail important mené par la France et l'Allemagne ne peut se concevoir sans une concertation étroite avec les autorités de sûreté des autres pays dotés d'un parc nucléaire, en Europe notamment.

Une première réunion rassemblant les responsables des autorités de sûreté des principaux pays européens a ainsi été organisée par la DFD le 18 janvier 1995.

L'approche commune franco-allemande de sûreté pour les réacteurs du futur

**Par Adolf Birkhofer, directeur du GRS,
Pierre-Franck Chevet, adjoint au directeur de la DSIN,
Daniel Quéniart, directeur délégué à la Sûreté à l'IPSN
et Rolf-Dieter Wendling, conseiller ministériel au BMU**

L'article de MM. Hennenhöfer et Lacoste rappelle les grandes lignes de la coopération entre autorités de sûreté française et allemande. Dans le cadre de cette coopération, la DFD a décidé, en décembre 1992, au moment où les industriels lançaient le projet EPR, de rechercher une approche commune franco-allemande de la sûreté des centrales électronucléaires du futur.

A la demande de la DFD, un texte a été élaboré début 1993 par l'IPSN et la GRS, en tenant compte des réflexions propres de ces deux organismes, mais également de discus-

sions préliminaires du GPR et de la RSK sur les voies d'amélioration de la sûreté des centrales électronucléaires du futur et la prise en compte des accidents graves à la conception. Ce texte a fait l'objet d'un examen du GPR et de la RSK lors de deux réunions communes tenues les 6 et 25 mai 1993 ; à l'issue de ces réunions, le GPR et la RSK ont adopté une proposition commune d'approche de la sûreté des centrales électronucléaires à eau sous pression du futur. Les autorités de sûreté française et allemande ont approuvé cette proposition lors de la réunion de la DFD du 4 juin 1993 et publié le document correspondant.



Première réunion du groupe de travail franco-allemand chargé d'examiner le projet de réacteur Framatome-Siemens, à Cattenom, le 9 janvier 1990.

Ce document franco-allemand définit un certain nombre d'orientations importantes, parmi lesquelles on peut souligner :

- l'affirmation de la nécessité de progrès significatifs, à la conception, en matière de sûreté, pour les centrales électronucléaires à eau sous pression qui seraient construites au début de la prochaine décennie ;
- le choix clair d'une voie « *évolutionnaire* » pour ces centrales, c'est-à-dire d'une évolution par rapport aux centrales existantes du même type, en tenant compte de l'expérience acquise et en y associant une amélioration importante du confinement.

Ceci entraîne en particulier :

- l'objectif d'une réduction significative de la probabilité de fusion du cœur, par la réduction de la fréquence des événements pouvant conduire à une telle situation, par l'amélioration de la prévention des défaillances multiples pouvant résulter d'une même cause et par l'amélioration de la prévention des erreurs humaines ;
- l'objectif d'une « *élimination* » des accidents pouvant entraîner une défaillance à court terme du confinement, par des dispositions de conception adaptées ; ceci concerne par exemple les accidents de fusion du cœur sous haute pression, qui pourraient conduire à un transfert brutal d'énergie dans le confinement par pulvérisation du combustible fondu lors de la défaillance de la cuve du réacteur ;
- l'objectif d'une réduction importante des rejets radioactifs pouvant résulter des autres accidents, y compris les accidents avec fusion du cœur. Plus précisément, le confinement doit en particulier être dimensionné pour contenir les accidents de fusion du cœur à basse pression, de telle sorte que les conséquences de ces accidents ne nécessitent que des mesures très limitées de protection en superficie et dans le temps ; ces mesures très limitées de protection sont définies comme étant l'absence de relogement permanent, l'absence d'évacuation d'urgence en dehors du voisinage proche de la centrale, un confinement limité et l'absence de restrictions à long terme concernant la consommation des aliments. Pour les accidents sans fusion du cœur (comme la rupture d'une tuyauterie du circuit primaire), il ne doit pas y avoir nécessité de mettre en œuvre des mesures de protection des populations vivant au voisinage de la centrale (pas d'évacuation, pas de confinement).

D'autres objectifs à souligner concernent la réduction de la production d'effluents et de déchets radioactifs, ainsi que la réduction des doses reçues par les travailleurs en exploitation, en particulier par le choix de dispositions facilitant l'inspection en service et la maintenance.

Les travaux concernant l'approche commune franco-allemande de la sûreté des centrales nucléaires du futur ont été poursuivis en 1994 pour approfondir certains sujets importants. La démarche suivie a été la même que précédemment : élaboration de rapports communs IPSN-GRS sur les sujets retenus, avis communs GPR/RSK sur ces sujets et prises de position de la DFD. Sept réunions d'un sous-groupe GPR/RSK, six réunions plénières GPR/RSK et six réunions de la DFD entre mars 1994 et janvier 1995 ont été nécessaires pour traiter les sujets suivants : protection contre les « *agressions externes* » (chutes d'avions, explosions, tremblements de terre, ...), dispositions prévues à l'égard des accidents avec fusion du cœur et conception du confinement, utilisation d'une démarche « *d'exclusion de rupture* » pour les tuyauteries principales du circuit primaire, conception des systèmes et utilisation d'approches probabilistes, conséquences radiologiques des accidents de référence et des accidents avec fusion du cœur à basse pression.

La suite du présent article précise certaines des orientations retenues par la DFD sur ces sujets.

Protection contre les « agressions externes »

Concernant les **séismes**, l'orientation retenue est que les centrales électronucléaires du futur peuvent être conçues sur la base d'un séisme de sûreté caractérisé par le spectre de réponse de résonateurs du regulatory guide 1.60 (texte de la NRC) calé à une accélération du sol à période nulle de 0,25 g. Ce spectre devrait en effet être enveloppe par rapport au spectre réel à retenir pour la plupart des sites français et allemands. Bien entendu, dans le cadre des procédures d'autorisation, il devra être vérifié qu'il en est bien ainsi pour chaque site retenu.

Concernant la **protection contre les chutes d'avions**, l'accord a été difficile à trouver compte tenu des différences des pratiques retenues jusqu'à présent. Des discus-

sions techniques approfondies ont été nécessaires ; elles ont conduit à bien préciser les fonctions de sûreté à assurer (arrêt du réacteur et prévention de la fusion du cœur, pas de dénoyage du combustible irradié entreposé en piscine) et les modalités de calcul à retenir pour les différents effets résultant d'une chute d'avion (perforation, vibrations).

Conception des systèmes et utilisation d'approches probabilistes

- L'objectif de réduction de la probabilité de fusion du cœur du réacteur suppose de retenir pour les systèmes de sûreté une approche combinant la redondance (mise en place de plusieurs moyens identiques pour accomplir une même fonction) et la diversification (mise en place de moyens différents). Des objectifs probabilistes peuvent être retenus à titre d'orientation pour la définition de ces moyens, mais en tenant compte des incertitudes.

En tout état de cause, une étude probabiliste de sûreté doit être menée dès la conception pour orienter les choix correspondants ; elle doit tenir compte en particulier des situations où le réacteur est à l'arrêt. Une grande attention doit être portée aux possibilités de défaillances multiples pouvant résulter d'une même cause, ainsi qu'aux possibilités d'erreurs humaines.

- L'« *élimination* » des accidents pouvant entraîner une défaillance à court terme du confinement est affaire de jugement et chaque type d'accident doit être examiné séparément. En particulier, l'« *élimination* » des accidents de fusion du cœur sous haute pression suppose notamment une fiabilité suffisante de l'évacuation de la puissance par les circuits secondaires et des alimentations électriques. Pour ces dernières, le concepteur doit examiner l'utilisation de sources électriques spécifiques pour assurer des fonctions comme l'évacuation ultime de la puissance résiduelle, le maintien de l'étanchéité des joints des pompes primaires ou l'instrumentation nécessaire pour maintenir le réacteur en arrêt sûr.

Une attention particulière doit également être portée aux accidents avec « *bipasse* » du confinement par les générateurs de vapeur ou par les circuits connectés au circuit primaire.

Utilisation d'une démarche d'« exclusion de rupture » pour les tuyauteries principales du circuit primaire

Il s'agit d'une démarche permettant de ne pas traiter certaines conséquences de la rupture complète « *guillotine* » instantanée d'une des tuyauteries principales du circuit primaire, compte tenu du caractère invraisemblable d'une telle rupture, vu les précautions prises pour réaliser ces tuyauteries et les surveiller en service ; l'injection de sécurité et l'enceinte de confinement restent toutefois dimensionnées en tenant compte d'une telle rupture.

Cette démarche, qui permet essentiellement de supprimer un certain nombre de dispositifs anti-débattement par rapport à la pratique française actuelle, était déjà utilisée en Allemagne. Une évolution de la pratique française est apparue possible, à la lumière de l'expérience acquise et de la pratique internationale d'une part, des améliorations importantes du confinement d'autre part ; elle suppose toutefois une détection efficace des fuites du circuit primaire et une inspection en service approfondie, pour lesquelles le concepteur devra faire des propositions.

De son côté, la partie allemande a admis de faire évoluer sa pratique en retenant de tenir compte, dans un souci de défense en profondeur, de la combinaison du séisme de sûreté et d'une brèche primaire pour le dimensionnement de certaines structures et de certains matériels, conformément à la pratique française actuelle.

Accidents graves et conception du confinement

Concernant les risques associés à l'**hydrogène**, l'orientation retenue est que la conception doit tenir compte d'une production d'hydrogène correspondant à la réaction complète entre l'eau et le zirconium des gaines des éléments combustibles ; il peut toutefois être supposé que cette quantité d'hydrogène n'est pas relâchée instantanément dans le bâtiment du réacteur, mais selon une cinétique à préciser par le calcul d'accidents avec fusion du cœur représentatifs.

Des recombineurs catalytiques peuvent être utilisés pour limiter la quantité d'hydrogène

présente dans le bâtiment du réacteur, ainsi que les concentrations d'hydrogène dans ce bâtiment, si l'efficacité de tels recombineurs est clairement démontrée dans les conditions d'accident avec fusion du cœur du réacteur.

Le volume du bâtiment du réacteur et les moyens mis en place doivent permettre de prévenir toute possibilité d'une détonation globale d'hydrogène. Il convient d'éviter les concentrations locales élevées d'hydrogène ; là où il n'est pas possible de démontrer que la concentration reste inférieure à 10 %, des dispositions particulières doivent être prises (« inertage », mise en place de murs renforcés, ...).

La mise en place d'une « peau » interne au bâtiment du réacteur apparaît par ailleurs souhaitable pour procurer des marges complémentaires à l'égard de phénomènes comme la déflagration rapide d'hydrogène.

Concernant le **refroidissement du cœur fondu**, l'orientation retenue est d'étaler le cœur fondu sur une grande surface et de le noyer par de l'eau après étalement. Toutefois, la validation d'un tel dispositif nécessitera des travaux importants de recherche et développement.

Par ailleurs, des dispositions spécifiques doivent être prises pour que le radier du bâtiment du réacteur, sur lequel se trouve la surface d'étalement, conserve son étanchéité, afin d'éviter la contamination du sous-sol et des eaux souterraines.

Concernant **l'évacuation de la puissance résiduelle**, l'accent est mis sur le fait que cette fonction doit être assurée sans dispositif d'éventage, ainsi que sur l'intérêt de dispositions permettant d'obtenir une décroissance à court terme de la pression et du contenu radioactif de l'atmosphère du bâtiment du réacteur.

Conséquences radiologiques des accidents avec fusion du cœur à basse pression

Les calculs de conséquences radiologiques doivent être menés en utilisant des hypothèses et des paramètres réalistes, pour des scénarios d'accident représentatifs. Pour l'appréciation des résultats, les niveaux d'intervention préconisés par la publication CIPR 63 (pour le relogement et l'évacuation) et les niveaux de commercialisation des aliments définis par l'Union Européenne sont utilisés comme références.

Il a été vérifié, à titre préliminaire, qu'avec une enceinte de confinement double présentant un taux de fuite de 1 % par jour vers l'espace entre enceintes et pas de fuite directe vers l'environnement, les conséquences radiologiques calculées sont, pour un accident avec une brèche de taille moyenne du circuit primaire suivie d'une fusion du cœur à basse pression, cohérentes avec les objectifs rappelés au début de cet article, même sans utilisation d'un système d'aspersion ; ceci suppose toutefois que le cœur fondu reste bien à l'intérieur du bâtiment du réacteur et y soit refroidi.

*
* *

L'approfondissement de l'approche commune franco-allemande pour les réacteurs du futur sera bien sûr poursuivi en 1995, notamment pour ce qui concerne la conception du confinement, mais aussi pour traiter de nouveaux sujets comme la protection contre les surpressions dans les circuits secondaires, les problèmes de radioprotection des travailleurs ou la production de déchets radioactifs.

EPR : le point de vue des électriciens

Par **Pierre Bacher**, directeur délégué à la Direction de l'Équipement à EDF et **Bernard Bröcker**, chef du service Technologie Nucléaire à Preussenelektra

Introduction

Les électriciens français et allemands ont une longue tradition de coopération nucléaire, jalonnée par les participations allemandes dans plusieurs centrales françaises. Encouragés par leur excellente expérience des réacteurs à eau depuis plus de vingt ans, les électriciens français et allemands sont convaincus que l'énergie nucléaire restera nécessaire bien après l'arrêt des réacteurs actuels et que la prochaine génération de réacteurs, qui remplacera ceux-ci, sera encore des réacteurs à eau. Ils ont décidé de conjuguer leurs efforts pour préparer cette prochaine génération : l'EPR (European Pressurized Water Reactor).

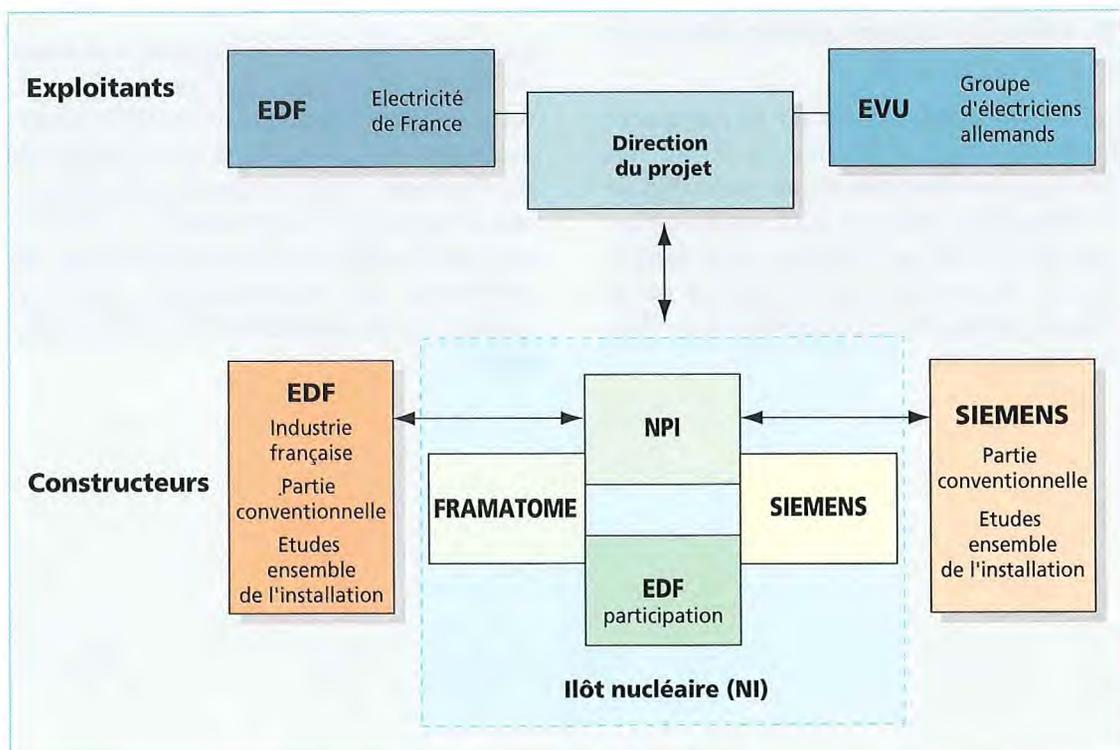
Les principaux objectifs des électriciens

Les électriciens poursuivent deux objectifs principaux pour EPR : il doit être licencié en France et en Allemagne, et il doit être

compétitif à la fois en France et en Allemagne avec les centrales à combustible fossile, et dans le monde avec les projets de réacteurs concurrents. Un troisième objectif qui va de soi est qu'il doit répondre aux besoins du système électrique européen.

Licenciabilité en France et en Allemagne : un projet à la fois plus simple et plus sûr

Bien que les centrales construites dans les années 1970 et 1980 aient atteint un très bon niveau de sûreté, et plus particulièrement Konvoi en Allemagne et N4 en France, le public et les Autorités attendent de nouveaux progrès de la prochaine génération. Fort heureusement, un tel objectif est accessible à un coût raisonnable sans réelle révolution par rapport aux concepts actuels. Cette possibilité résulte de la combinaison de plusieurs facteurs : le retour d'expérience d'exploitation des quelque 80 réacteurs en



Organisation du projet EPR

service dans les deux pays, l'amélioration des connaissances relatives au comportement d'un cœur fondu, et le potentiel de gains des technologies déjà éprouvées en France ou en Allemagne. La conséquence en est que le futur projet sera plus facile à exploiter, et comportera encore moins de risques pour son voisinage (probabilité et conséquences réduites d'un accident de fusion du cœur).

Souplesse d'exploitation : un projet adapté aux besoins

La prochaine génération de réacteurs va, pour l'essentiel, remplacer les réacteurs actuels lorsque ceux-ci seront arrêtés, c'est-à-dire entre 2010 et 2030. Etant conçus pour une durée de vie de 60 ans, on peut s'attendre à ce qu'une majorité d'entre eux soit encore en service bien après le milieu du siècle prochain. Il n'est certes pas possible de prévoir quels seront les besoins du système électrique européen à cette époque, mais l'expérience passée a amplement montré la rente que peut procurer l'existence de marges prévues à l'origine d'un projet. De telles marges, qui existaient à l'origine des centrales que nous exploitons aujourd'hui, ont rendu possible l'augmentation des taux d'irradiation du combustible, l'allongement des campagnes entre deux rechargements, le suivi de charge, le recyclage du plutonium, parfois l'augmentation de puissance, et ont permis de gagner des milliards (de francs, voire de Deutschmarks). Pour EPR, les électriciens français et allemands ont choisi d'incorporer des marges (moyennant un surcoût initial) pour disposer à l'avenir d'une certaine flexibilité dans l'exploitation de ces réacteurs.

Compétitivité : un projet rentable

Les performances économiques d'un projet reposent sur de nombreux éléments, tels que les coûts d'investissement, d'exploitation et de maintenance, la disponibilité, le cycle du combustible, etc. De tous les facteurs intervenant dans les coûts, la *standardisation* est le plus important, la *disponibilité* pas très loin derrière, puis la *puissance unitaire* et le *coût du cycle*. Afin de compenser les augmentations de coût d'investissement résultant à la fois des demandes nouvelles des Autorités de sûreté et des marges introduites par rapport à Konvoi et N4, les électriciens français et allemands ont opté pour la standardisation

(un projet commun), une disponibilité élevée et de faibles coûts de cycle tout en conservant une puissance unitaire élevée.

La démarche des électriciens

Afin d'atteindre leurs objectifs dans un environnement complexe – redoutable défi – les électriciens ont choisi de piloter le projet, d'exploiter à fond l'expérience acquise dans les deux pays, et de n'accepter des choix techniques que solidement étayés et justifiés.

Dans ce but, l'organisation du projet EPR confère aux électriciens – épaulés par les ingénieries – la responsabilité des discussions avec les Autorités de sûreté. Les électriciens sont ainsi en mesure de peser les avantages, les inconvénients et le coût de chaque choix technique en tenant compte de la vie totale de l'installation. De surcroît, ils peuvent ainsi (et doivent) veiller à ce que les solutions adoptées pour EPR ne soient pas en contradiction avec les solutions retenues pour les réacteurs existants.

Les électriciens assurent également le contrôle de la conception au travers d'analyses globales, telles que les évaluations probabilistes de sûreté et de fiabilité, et des estimations de coûts ; ils sont ainsi en mesure de s'assurer que leurs objectifs, y compris ceux concernant le cycle du combustible, sont bien atteints.

Notre sentiment à ce stade est que, dans son ensemble, la démarche adoptée a conduit à une bonne synthèse de l'expérience française et allemande, et que le cap qui a été fixé pourra être maintenu tout au long du projet et de son examen par les Autorités de sûreté.

EPR, un projet en marche

Le CSFRF a été l'aboutissement d'un travail intense de conception au cours duquel des choix fondamentaux ont été décidés, tels que la définition générale des systèmes de sûreté et des principaux systèmes auxiliaires nucléaires, l'installation générale de l'îlot nucléaire, la protection contre des agressions externes, les mesures de prévention et les parades visant les accidents sévères, etc. Ces choix sont apparus cohérents avec les recommandations de janvier 1995 des Autorités de sûreté. Ces recommandations étaient le signe attendu par les électriciens français et allemands, et par Framatome et Siemens, pour engager l'avant-projet détaillé (APD) d'EPR.

L'objectif de l'APD est d'élaborer l'ensemble des documents d'ingénierie nécessaires pour rédiger le rapport préliminaire de sûreté (RPS), les spécifications fonctionnelles et la description de tous les principaux systèmes et composants. Ces documents (RPS et spécifications) seront les mêmes en France, en Allemagne et pour les pays tiers, rendant possible à la fois la standardisation et le choix de la localisation industrielle des fabrications.

L'APD représente plus d'un million d'heures d'ingénierie à réaliser entre le 1^{er} mars 1995 et le 30 juin 1997.

Parallèlement, les discussions vont se poursuivre avec les Autorités de sûreté en vue de s'assurer qu'à la fin de l'avant-projet détaillé le projet sera bien licenciable dans les deux pays.

De N4 ou Konvoi à EPR : les principales améliorations de sûreté

EPR apporte des améliorations substantielles de sûreté par rapport à N4 et Konvoi, les plus spectaculaires étant dans la prévention des accidents sévères et dans les parades qui leur sont apportées :

- l'endommagement précoce du confinement est pratiquement exclu par conception, grâce aux mesures de prévention de la fusion du cœur lorsque le circuit primaire est en pression, et aux dispositions prises pour limiter la concentration en hydrogène ;
- les parades mises en œuvre vis-à-vis des autres accidents sévères, tels que la fusion du cœur à basse pression, sont améliorées par une protection du radier du bâtiment réacteur et la possibilité d'évacuer la puissance résiduelle, évitant ainsi le dispositif d'éventage du bâtiment.

La pression de refoulement du circuit d'injection de sécurité haute pression a été choisie égale à la pression de fonctionnement du circuit secondaire, ce qui réduit les risques de rejets radioactifs à l'extérieur du confinement en cas de rupture de tubes de générateurs de vapeur. Ainsi, le risque de bipasse du confinement pour un des accidents de dimensionnement les plus probables est fortement réduit. D'autres améliorations contribuent à réduire de façon significative la probabilité de fusion du cœur.

Principales différences entre le réacteur français N4 et le réacteur allemand Konvoi

ITEM	N4	Konvoi
Enceinte de confinement	Double paroi : – mur interne en béton précontraint (sans revêtement) – mur externe en béton armé	Double paroi : – paroi interne sphérique en acier – mur externe en béton armé
Bâtiment combustible	Séparé	A l'intérieur du bâtiment réacteur
Système d'injection de sécurité	2 trains	4 trains
Système d'évacuation de la chaleur résiduelle	Dans l'enceinte de confinement, 2 voies	Hors enceinte, 4 trains
Système d'aspersion de l'enceinte pour lutter contre les accidents de référence	Oui (2 trains)	Non
Source électrique de secours	2 diesels, 1 turbine à vapeur, 1 turbine à gaz	4 diesels
Technologie du contrôle commande	Informatisée, plus un panneau de secours classique	Classique
Réserve d'eau pour le circuit primaire	1 réservoir de 2600 m ³ hors du bâtiment réacteur	4 réservoirs, de volume total 1880 m ³ , situés entre les deux parois
Alimentation en eau des générateurs de vapeur	– 1 système principal, – 1 système de secours, en 2 trains 4 pompes, servant aussi pour les arrêts et démarrages	– 1 système principal – 1 système de secours (4 trains) – 1 système de démarrage et arrêt (2 pompes)

Le projet comporte également des améliorations visibles par rapport soit à N4, soit à Konvoi.

Par rapport à N4 par exemple :

- une protection accrue contre les agressions externes, notamment la chute d'avions militaires ;
- la diversification de l'alimentation de secours des générateurs de vapeur obtenue avec une technologie plus simple (les turbopompes ont été abandonnées) et l'ajout d'une alimentation séparée pour le démarrage ;
- l'architecture des systèmes de sûreté à 4 trains qui facilite la maintenance et réduit les risques de fusion du cœur pendant les états d'arrêt.

Par rapport à Konvoi, on notera :

- l'exploitation de la tranche avec un confinement fermé, rendant inutile la fermeture de clapets en cas d'accident et permettant un contrôle permanent d'étanchéité ;
- l'installation du système d'évacuation de puissance résiduelle à l'intérieur du bâtiment réacteur, ce qui réduit les risques de perte de réfrigérant primaire bypassant l'enceinte ;
- la séparation géographique des systèmes de sûreté réduisant les risques des défaillances de cause commune, notamment ceux dus à l'incendie ou à des fuites de vapeur dans l'espace annulaire du Konvoi.

Ainsi, certaines dispositions de conception, concernant tant le domaine du dimensionnement que ce qu'on a continué d'appeler le hors-dimensionnement, remplacent des procédures de conduite accidentelle nécessaires pour N4 et Konvoi ; la défense en profondeur en est renforcée, ce qui répond en substance aux recommandations de juillet 1993.

EPR et les spécifications des électriciens européens (EUR : european utilities requirements)

A côté de la coopération franco-allemande sur EPR, les principaux exploitants nucléaires au sein de l'Union Européenne ont entrepris de rédiger des spécifications communes auxquelles devra satisfaire la prochaine génération de réacteurs à eau légère. Les objectifs principaux sont les mêmes que pour EPR : avoir des projets standardisés qui soient licenciés dans chacun des pays concernés.

Le succès de la politique de standardisation repose en effet sur l'harmonisation des exigences des Autorités de sûreté des différents

pays européens. Pour atteindre un tel objectif, une double approche a été adoptée :

- le cahier des charges EUR sera soumis, avant la fin de 1995, aux Autorités de chacun des pays, après la consultation en cours des électriciens nucléaires et des constructeurs dans le monde ;
- les Autorités de sûreté seront alors à même de discuter chacune avec les électriciens de son propre pays, et entre elles.

Le cahier des charges EUR et les discussions avec les Autorités de sûreté pourront bénéficier des discussions qui ont déjà eu lieu sur EPR. L'objectif visé, ambitieux, est de converger sur des exigences de sûreté et des recommandations communes en 1997. Les électriciens français et allemands appuient cette initiative de toutes leurs forces.

Conclusion

Le projet EPR est maintenant engagé dans la phase très importante de l'avant-projet détaillé qui débouchera, à la mi-1997, sur un rapport préliminaire de sûreté et sur l'ensemble des spécifications fonctionnelles nécessaires pour lancer les procédures d'autorisation d'une première réalisation.

Ceci a été rendu possible par l'aboutissement favorable, salué par les électriciens français et allemands, de plus de 15 mois de travail conjoint des Autorités de sûreté des deux pays, et de leurs appuis techniques.

Certes le chemin à parcourir est encore long, mais on peut raisonnablement espérer aujourd'hui que les objectifs des électriciens – aboutir à un projet à la fois compétitif et licencié en France et en Allemagne – seront atteints. Ce projet pourrait également être licencié dans les autres pays européens.

Le projet EPR, tel qu'il apparaît aujourd'hui, est une bonne synthèse de l'expérience acquise en France et en Allemagne ; il améliore la sûreté par rapport à N4 et à Konvoi ; il est caractérisé par les « quatre F » : favorable pour l'environnement (sûr), favorable pour l'exploitant (simple), favorable pour le système de production (flexible) et favorable pour le propriétaire (économique). Le défi à relever pour l'avant-projet détaillé maintenant engagé est de maintenir les « quatre F » lors des études détaillées et des discussions futures avec les Autorités de sûreté.

EPR : le point de vue des constructeurs

par **B.J. Baumgartl**, président directeur général
et **F. Bouteille**, directeur général adjoint
Nuclear Power International (NPI)

La coopération de Framatome et de Siemens a commencé en 1989 avec la création de NPI. Il lui a été confié la responsabilité du développement d'un îlot nucléaire franco-allemand de nouvelle génération pour l'exportation. A la fin de 1991, EDF et un groupe formé par les plus importants producteurs allemands ont décidé de fusionner leurs programmes de développement respectifs avec celui de NPI qui a été rebaptisé « EPR » (le réacteur européen à eau sous pression).

Objectifs du projet EPR

En accord avec les demandes des Autorités de sûreté et les besoins des exploitants, des objectifs ambitieux ont été définis dans le domaine de la sûreté. Le résultat le plus visible sur la conception d'ensemble est le niveau de redondance et de diversité, ainsi que la prise en compte de la possibilité de la fusion du cœur et donc l'incorporation de dispositions pour en limiter les conséquences.

Avec un niveau de puissance électrique de l'ordre de 1400 à 1500 MWe, l'EPR bénéficie des meilleures conditions de compétitivité et est bien adapté aux conditions des pays industrialisés où le nombre des sites disponibles est limité et où la taille des réseaux est compatible avec ce niveau de puissance. L'EPR est capable de fonctionner en suivi de charge et en réglage de fréquence pour satisfaire les contraintes imposées par les réseaux européens.

Si les améliorations de sûreté et les marges de conception additionnelles sur les équipements conduisent à un surinvestissement par rapport aux centrales actuellement en fonctionnement, l'EPR est conçu pour compenser ce surcoût en diminuant les coûts de fonctionnement associés au combustible, à la maintenance et à l'exploitation.

Le coût du cycle est abaissé par une conception autorisant l'emploi de combustible à haut taux d'irradiation, 55 à 60 GWj/T, et par

une conception de cœur permettant de minimiser l'enrichissement requis. L'EPR est compatible avec les exigences futures telles que le recyclage du plutonium et présente une flexibilité pour s'adapter à des demandes complémentaires.

La diminution des coûts d'exploitation et de maintenance est la conséquence de la diminution des durées d'inspection et de rechargement. Ceci permettra aussi de diminuer le niveau d'exposition des intervenants lors des périodes d'arrêt.

La possibilité de fonctionner avec des cycles longs (de 18 mois à 2 ans) et la réduction du nombre d'arrêts d'urgence intempestifs contribuent également à l'optimisation du coût.

Démarche générale de sûreté

La démarche générale de sûreté a été définie par le concepteur pour répondre aux recommandations des Autorités de sûreté française et allemande dans leur document commun émis en juillet 1993. Elle s'appuie sur une méthode déterministe complétée par des analyses probabilistes.

Par comparaison aux réacteurs actuellement en fonctionnement, deux améliorations sont recherchées :

- un accroissement des mesures préventives contre les accidents ;
- un confinement très efficace des produits radioactifs en cas de fusion du cœur, même si cet accident a une probabilité très faible. Les dispositions concernent principalement le bâtiment réacteur.

Base de conception déterministe

De façon classique, la conception s'appuie sur une liste de scénarios prédéfinis, classés en fonction de leur probabilité en 4 catégories.

La démonstration des critères de sûreté associés à ces différentes catégories est acquise grâce à l'intervention de systèmes de sûreté.

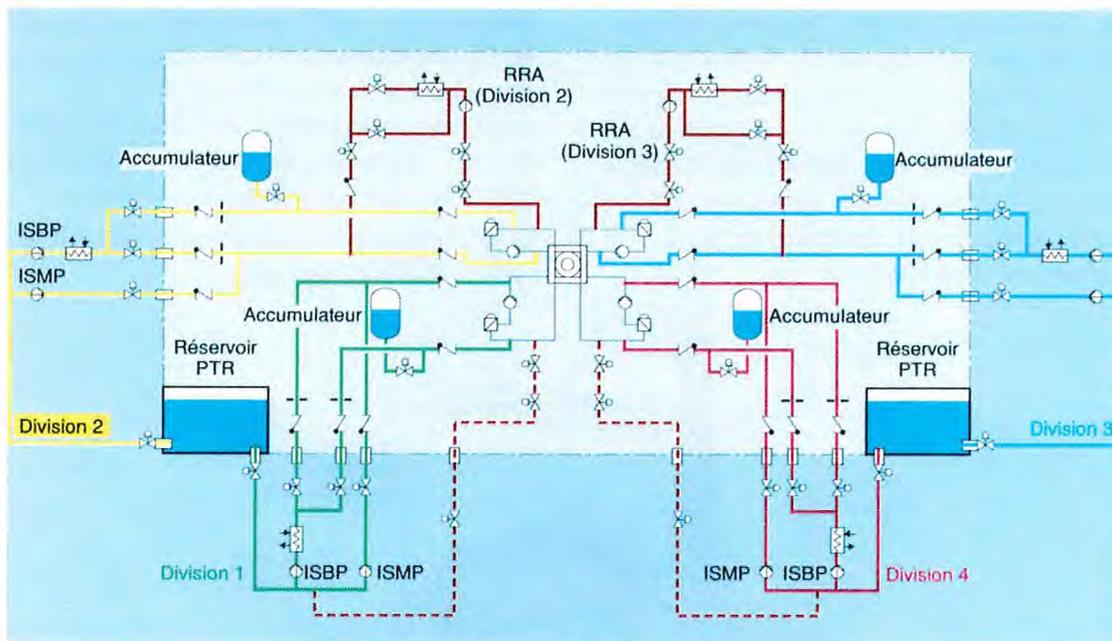


Fig. 1 – Organisation des systèmes auxiliaires

L'organisation des systèmes auxiliaires connectés au circuit primaire est ainsi schématisée sur la figure ci-dessus.

Les systèmes de sauvegarde et les systèmes support (injection de sécurité, eau alimentaire de secours, alimentation électrique de secours, eau de refroidissement) sont organisés en quatre trains indépendants répartis dans quatre divisions. La simplicité de fonctionnement est recherchée pour faciliter la compréhension par l'opérateur de l'état de l'installation et minimiser la nécessité de modifier les lignages de circuits.

Réduction du risque

Au-delà des bases de conception déterministe, les situations correspondant à des défaillances multiples et à la perte complète de systèmes de sauvegarde redondants sont prises en compte pour limiter le risque résiduel. En cas d'accident grave, la conception de l'installation permet de limiter les conséquences radiologiques et d'éviter des mesures importantes d'évacuation des populations au voisinage du site. Le risque de défaillance précoce de l'enceinte doit être pratiquement éliminé.

Deux catégories de situations complémentaires ont ainsi été introduites : la première (RRC – A) pour empêcher que la séquence ne dégénère en une fusion de cœur, la deuxième

(RRC – B) pour empêcher, en cas de fusion du cœur, les rejets importants. Dans chacune de ces conditions de fonctionnement, des dispositifs particuliers peuvent intervenir pour atteindre l'objectif fixé.

Par exemple :

- le système de décharge du circuit primaire dans le réservoir d'eau à l'intérieur de l'enceinte intervenant en cas de perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur (RRC – A) ;
- les dispositifs prévus pour la récupération et le refroidissement du corium, pour le contrôle de la concentration d'hydrogène et pour l'évacuation de la puissance résiduelle, garantissant l'intégrité de l'enceinte (RRC – B).

Agressions externes et internes

Les agressions externes naturelles ou d'origine humaine sont dépendantes de la localisation du site. Les conditions de conception sont définies de façon à être compatibles avec la plupart des sites possibles en France et en Allemagne. De façon à pouvoir être également construit sur des sites plus fortement sismiques hors Europe, la conception sera telle que, avec des renforcements limités des structures et sans modification majeure de l'installation générale, l'EPR pourra résister à des niveaux sismiques plus importants que ceux pris pour référence.

Les agressions internes (incendie, missiles, effet de jets, inondation) sont dépendantes de la conception de l'installation. L'objectif principal est de minimiser les sollicitations qui en résultent et de protéger les équipements critiques par séparation géographique ou par interposition de structures de génie civil suffisamment résistantes.

L'organisation des systèmes de sauvegarde en quatre divisions et la protection du circuit primaire principal par l'enceinte de confinement sont évidemment des choix essentiels vis-à-vis de la protection de l'installation contre les agressions externes et internes.

La disposition des bâtiments est schématisée sur les figures ci-dessous.

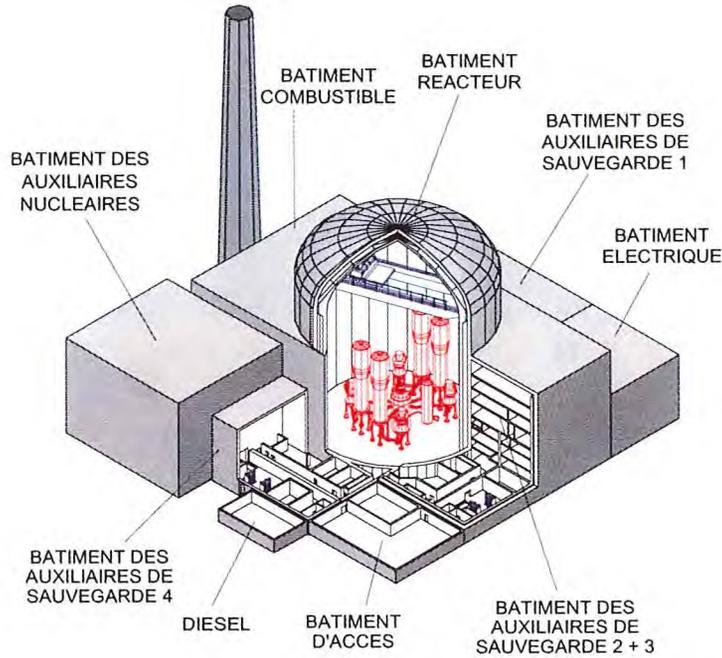


Fig. 2 – Vue générale de l'îlot

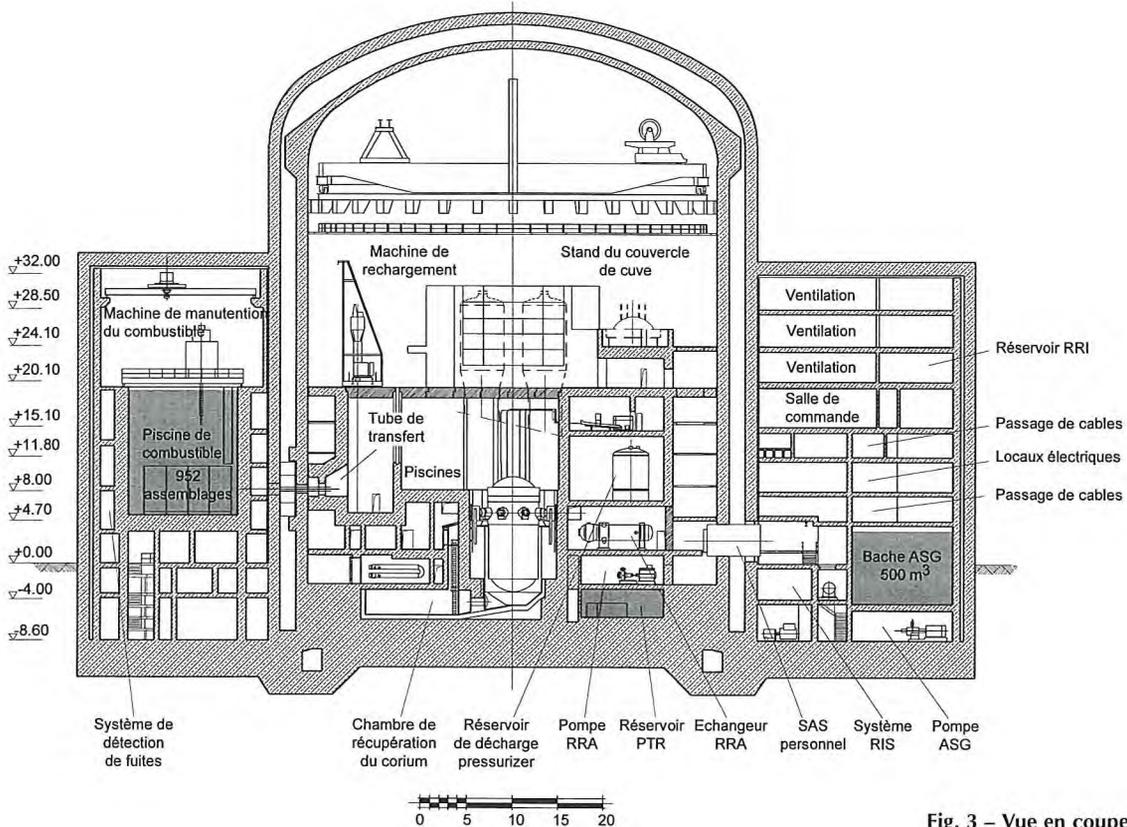


Fig. 3 – Vue en coupe

Conception vis-à-vis du risque d'accident grave

Une des innovations importantes de l'EPR est la prise en compte du risque d'accident grave au stade de la conception de l'installation.

La réduction du niveau de rejets radioactifs en cas d'accident grave est obtenue par :

- l'exclusion d'une défaillance précoce de l'enceinte ;
- le refroidissement du cœur fondu dans l'enceinte ;
- la maîtrise de la pression dans l'enceinte ;
- la récupération des éventuelles fuites de l'enceinte.

Afin de répondre à ces objectifs, le projet EPR a notamment prévu une protection du radier et une pression ultime de résistance élevée de l'enceinte pour résister aux phénomènes énergétiques crédibles (une enceinte cylindrique double a été choisie pour l'EPR : la coque interne en béton précontraint est conçue pour résister aux déflagrations d'hydrogène, la coque extérieure en béton armé aux agressions externes).

L'exclusion des séquences de fusion du cœur à haute pression est obtenue par une très grande fiabilité de la fonction extraction de puissance par le circuit secondaire et par un dispositif de dépressurisation du circuit primaire qualifié. Des analyses comparatives de la fiabilité, du coût et de la facilité d'exploitation ont été menées dans deux hypothèses : soit avec un système d'alimentation actif avec des

alimentations électriques diversifiées, soit avec un système passif fonctionnant en circuit fermé. Sur la base de cette analyse, un système actif a été choisi pour l'EPR. Il comporte quatre trains séparés et indépendants, chacun comportant une moto-pompe alimentant un générateur de vapeur. Une amélioration de la fiabilité de l'alimentation électrique a été apportée compte tenu des recommandations émises par les Autorités de sûreté. Un système dédié d'alimentation des générateurs de vapeur pour les phases de démarrage et d'arrêt est également prévu.

Autres aspects

La prévention des accidents graves est également obtenue par l'application des principes suivants :

- simplification et diversification des systèmes de sauvegarde pour améliorer la sûreté de fonctionnement et pour réduire les conséquences des défaillances ;
- séparation physique des systèmes de sauvegarde ;
- utilisation de systèmes passifs lorsqu'ils contribuent réellement à améliorer la fiabilité de la fonction à un coût raisonnable ;
- augmentation des temps d'intervention de l'opérateur ;
- amélioration de l'interface homme - machine.

Les principales caractéristiques du cœur et les paramètres de fonctionnement sont donnés dans le tableau ci-dessous.

Paramètres de fonctionnement principaux

Puissance du réacteur		
Puissance du cœur	MWth	4 250
Puissance électrique brute	MWe	1 500
Cœur		
Nombre d'assemblages combustibles		241
Type d'assemblages combustibles		17 x 17
Longueur active	cm	420
Longueur totale des assemblages	cm	480
Puissance linéique moyenne	W/cm	155
Nombre de grappes		81
Débit cuve total		
Valeur de conception thermo-hydraulique	kg/s	21 050
Valeur la plus probable	kg/s	21 900
Température entrée et sortie cuve	°C	291/326
Enrichissement maximum	%	4,9
Epuisement maximum de décharge d'une région recyclage Mox	MWj/kg	60
		oui
Paramètres caractéristiques du circuit primaire et du secondaire		
Pression de fonctionnement du circuit primaire	bar	155
Pression de calcul du circuit primaire	bar	176
Pression GV à puissance maximale	bar	72,5
Pression GV à puissance nulle	bar	84
Pression de calcul du circuit secondaire	bar	91 - 94

Points de vue

Entretien sur la sûreté des réacteurs du futur avec Monique Sené, présidente du GSIEN, Groupement de scientifiques pour l'information sur l'énergie nucléaire

• *Quel jugement global porteriez-vous sur la situation de la production d'énergie électrique dans votre pays (et dans les pays voisins) et sur les perspectives associées ?*

L'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA) publie des bilans et des tendances en matière de politique énergétique. La France est le 2^e pays en puissance installée et en nombre de réacteurs derrière les Etats-Unis et devant le Japon. Ces trois pays pèsent 213 réacteurs soit juste un peu moins que la moitié du parc mondial (435). Ils ont 3 politiques différentes :

- les Etats-Unis ont arrêté toute commande à partir de 1975 et, de plus, en ont depuis annulé 134 ;
- le Japon maintient sa production électrique d'origine nucléaire autour de 40-45 % maximum ;
- la France a 75 % de son électricité d'origine nucléaire et garde ce cap.

Le dernier rapport français sur l'Energie (rapport Souviron, décembre 1994) qualifie la situation énergétique française de « modèle singulier ».

Je crois effectivement que c'est le qualificatif qui s'impose.

Il est difficile de porter un jugement sur la production d'électricité puisque le véritable enjeu est le programme énergétique français, lui-même inscrit dans la perspective européenne et mondiale.

Le poids excessif d'acteurs tels que Electricité de France (EDF) et le Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) fausse la mise en place d'une politique énergétique diversifiée. Comme le souligne le rapport Souviron : « *L'intérêt général ne se confond pas avec celui d'une entreprise, fut-elle entièrement propriété de l'Etat ou en position monopolis-*

tique »... « *Personne ne s'étonne que l'Etat, et non la SEITA, se préoccupe de limiter la consommation de tabac* ».

Je rappellerai un des premiers rapports sur ce sujet (Schloesing, rapport J.O. 3131 1978) : « *On n'imagine pas que la politique des constructions scolaires soit pour l'essentiel élaborée par les entreprises du bâtiment* ».

Les jugements critiques sur la politique énergétique française et sa composante électrique n'ont pas manqué depuis 20 ans mais, alors que nos voisins ont tous su limiter leur recours au nucléaire, nous avons manqué tous les rendez-vous. En 1973 nous étions « tout pétrole » et maintenant nous sommes « *tout pétrole et tout nucléaire* ». Car finalement ce nucléaire si envahissant ne représente que 32 % de notre énergie primaire contre 42 % encore tenu par le pétrole, mais par contre fragilise notre électricité qui, elle, en dépend à 75 %.

On peut résumer mon jugement par cette formule : « La production française d'électricité d'origine nucléaire : TROP et TROP VITE ».

• *Que pensez-vous plus spécifiquement du nucléaire (avantages, inconvénients, enjeux) ?*

Le nucléaire français a une tare majeure, il est né dans le giron de l'armée. De ce fait, les fées transparence, dialogue, participation ne se sont pas penchées sur son berceau.

Il a fallu deux accidents, un aux Etats-Unis (Three Mile Island 1979) et l'autre en ex-URSS (Tchernobyl 1986) pour que la nécessité d'une information des populations, d'une prise en charge des observations des travailleurs et d'un contrôle indépendant des acteurs s'imposent. Le nucléaire est une technique avec ses dangers et ses limites. On ne peut tout miser sur une technique sinon on fragilise le système qui en dépend. La sécurité du pays et de sa population exige que l'on puisse arrêter une installation si elle s'avère dangereuse. N'oublions jamais que la France dépend à 75 % du nucléaire pour sa production d'électricité : quel chaos si on arrêtait les réacteurs pour défaut majeur !

Le recours au nucléaire doit être fait après une analyse de tout le cycle. Il faut limiter ce recours à ce qu'on est capable de gérer, gérer signifiant que l'on maîtrise la technique (métallurgie, contrôle, etc.), les rejets et les déchets. Ces enjeux de maîtrise du cycle sont impératifs sinon la satisfaction de besoins à court terme obéira l'avenir du pays et de ses voisins en entraînant une pollution irréversible.

• Les réacteurs nucléaires ont une durée de vie de quelques années, la génération actuelle devant être remplacée au début du prochain siècle. Diverses possibilités peuvent être envisagées :

- *prolongation de la durée de vie des réacteurs existants ;*
 - *remplacement par une nouvelle génération de réacteurs nucléaires ;*
 - *remplacement par d'autres sources d'énergie,*
- Qu'en pensez-vous ?**

Prolonger l'existence des réacteurs exige une analyse des retours d'expérience sans concession. D'une part des inconnues subsistent sur la tenue des matériaux sous irradiation, d'autre part la dégradation avec le temps est un phénomène mal maîtrisé. Cette prolongation, bénéfique au plan financier semble-t-il, risque d'induire, en fait, des frais supplémentaires importants. Il est seulement évident que cette option peut prolonger le nucléaire mais aussi le tuer en cas d'accident.

Remplacer la génération actuelle de réacteurs par d'autres ? Difficile car la mise en place de nouvelles technologies demande du temps et des recherches. Cette mise en place exige aussi de nouvelles chaînes industrielles. Il faudra donc se payer deux industries, une pour le parc ancien et sa maintenance et une pour le parc nouveau. Peut-être en l'état vaut-il mieux améliorer la chaîne existante ?

Mettre en place de nouvelles sources d'énergie, diversifier, utiliser ce que M. Souviron appelle « la valorisation d'énergies fatales (incinération des déchets) » sont probablement les voies à suivre. Mais cette nouvelle approche exige une prise en charge nationale et ce n'est pas l'ADEME remplaçant la défunte AFME qui en a les moyens. A quand un Commissariat à l'Énergie Solaire concurrent du CEA, prenant en main une analyse coût-bénéfice ainsi que celle des risques ?

• Quels sont pour vous les enjeux principaux associés au développement d'une nouvelle génération de réacteurs nucléaires ?

Avant la mise en place d'une nouvelle génération de réacteurs il faut avoir fait un bilan de l'utilisation du nucléaire et de son impact environnemental. Il faut, et j'en conviens aisément, faire ce bilan globalement pour toutes les sources d'énergie. L'expérience accumulée depuis des siècles mais surtout depuis 50 ans nous montre qu'on ne prend pas assez en compte le bilan risque-avantage. On garde une vision courte et on croit souvent qu'on pourra réparer les dégâts après coup. C'est pourquoi on peut, à la lumière des retours d'expériences, pointer les points faibles des réacteurs actuels : métallurgie, corrosion, rejets chimiques et radioactifs, systèmes de contrôle, etc. On peut se faire une philosophie sur cette nouvelle génération de réacteurs, mais si le démantèlement, le stockage des déchets, l'impact sur la santé restent sans véritables solutions, cela n'aura servi à rien.

• De manière plus précise, quelles améliorations attendez-vous dans les domaines suivants : sûreté, radioprotection, déchets, démantèlement ?

Examinons ces domaines cruciaux du nucléaire.

Sûreté.

La prise de conscience de la nécessité que le contrôleur soit indépendant du contrôlé a fait son chemin. La naissance de la Direction de la sûreté des installations nucléaires rattachée à deux ministères, l'environnement et l'industrie, a été un pas décisif. Il reste que son bras séculier, l'IPSN, a certes un Comité scientifique et un Comité de direction mais dépend toujours du CEA pour son personnel. L'Autorité de sûreté est plus forte, mais la fameuse culture de sûreté tant vantée reste au niveau des mots et des états-majors parisiens. La sûreté fera sa dernière conquête le jour où un rondier pourra dire non à son chef lui donnant un ordre inadéquat, sans craindre son renvoi.

Radioprotection

Le nouvel office (OPRI) doit prendre résolument en main la santé des travailleurs et leur suivi ainsi que la surveillance des installa-

tions : le retard est immense dans de nombreux secteurs. Il faut agir vite dans la révision du tableau des maladies, la prise en charge des travailleurs temporaires, les enquêtes épidémiologiques sur toutes les cohortes (mineurs, décontamineurs, travailleurs des centrales, etc.).

Il faut bâtir un réseau de surveillance à la mesure du territoire ; 180 balises (fameuses s'il en est et tant vantées) n'en donnent en moyenne que deux par département. En fonctionnement normal c'est déjà insuffisant pour faire un suivi. En cas d'accident c'est totalement illusoire.

Il faut se lancer dans l'exploitation des archives stockées depuis 25 ans.

Déchets

Après une négation du problème pendant des années, les déchets sont venus perturber le nucléaire. Il est apparu au grand jour que cette politique de l'autruche était très néfaste :

- résidus des mines ;
- sites abandonnés sans surveillance ;
- absence de règles ;
- manque de politique générale.

Sous la pression des événements et grâce aux enquêtes de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques une loi a été votée en 1991. Elle concerne principalement les déchets de haute activité et ne donne pas d'indication pour les faiblement actifs. En fait, cette loi n'est qu'un pas sur la voie de la sagesse et ne dispense pas d'un effort de réflexion. Il faut impérativement reprendre les sites oubliés et les résidus de mines puis faire le point et chercher la meilleure solution (qui n'est pas forcément le stockage profond prôné sans études, dès 1963, par le CEA) au stockage des déchets.

Démantèlement

Un autre point noir de la fin du cycle.

Comment rendre une installation non dangereuse et comment stocker les résidus ? Doit-on attendre la décroissance radioactive pour éviter de contaminer du personnel ou doit-on opérer tout de suite pour ne pas perdre la mémoire et/ou pour éviter une dégradation rendant le travail dangereux ? Il n'y a pas de réponse simple et une fois de plus le programme nucléaire doit être limité pour éviter que l'accumulation de problèmes sans solution nous conduise à une impasse totale.

• *Que pensez-vous des concepts de réacteurs révolutionnaires fréquemment évoqués, des réacteurs « intrinsèquement sûrs », de l'utilisation de systèmes de sûreté passifs ?*

Je dirai « illusoires » si le but est de convaincre que la technique est sans danger. Par contre si c'est pour aider des opérateurs conscients de leur responsabilité et de leur importance, pourquoi pas ?

Tous les systèmes sont conçus par des êtres humains incapables de prévoir et programmer tout, aussi bien pour la réalisation des systèmes automatiques que pour la conception des systèmes passifs. En effet l'accident est non programmable sinon il n'y en aurait jamais. Il faut donc aider au maximum la sûreté, mais les accidents que l'aviation vient de connaître avec des Airbus trop dépendants de l'informatique indiquent les limites d'une telle approche. Il faut toujours prévoir l'imprévisible et laisser la possibilité d'une intervention humaine. Si c'est cela la révolution elle n'est pas très révolutionnaire mais sa véritable mise en œuvre augmentera effectivement la sûreté.

Le rôle de l'énergie nucléaire dans la réduction des émissions de CO₂ par Helmut Schaefer professeur à l'Institut de Technologie de l'Energie à l'Université Technique de Munich

A l'origine de toute technique énergétique anthropogène, il y a le besoin de lumière, de chaleur et d'énergie mécanique, c'est à dire d'énergies utilisables par le consommateur final. Ce besoin engendre une demande d'approvisionnement en énergie qui déclenche une série de processus partant de l'exploitation et de la préparation des sources d'énergie primaire, en passant par la production d'énergie secondaire, le transport et la distribution de l'énergie jusqu'au consommateur final.

L'énergie est un moyen indispensable pour alléger la dépendance de l'homme et de son action par rapport à son environnement et pour créer des conditions de vie ressenties comme humaines.

La consommation d'énergie primaire globale entre 1675 et 1992 a augmenté à peu près d'un facteur 100 pour arriver à environ 11 milliards de tonnes d'équivalent charbon, alors que la population mondiale a augmenté d'un facteur 8 jusqu'à environ 5,5 milliards, de sorte que la consommation par tête a augmenté d'un facteur 13. Pour l'an 2030, il faut s'attendre à une population mondiale d'environ 9 milliards, pendant que la consommation d'énergie primaire croîtra jusqu'à environ 28 milliards de tonnes d'équivalent de charbon, la part du charbon représentant probablement 32 % de ce chiffre. Les



émissions à incidence climatique deviendront alors un problème encore plus pressant.

Tout approvisionnement d'énergie de type anthropogène réalisable ou envisageable aujourd'hui a un impact, souvent complexe, sur l'environnement et a un prix écologique. Aucune production d'énergie n'est totalement compatible avec l'environnement, seuls le type et le degré de pollution varient et, de ce fait, l'évaluation sous l'aspect de la protection de l'environnement change également. Il faut prendre en compte, outre les effets sur l'environnement par les rejets dans l'atmosphère, l'eau et le sol, la réduction des ressources de la terre (par exemple du fait de la consommation des matières), les besoins en surfaces et la consommation des combustibles fossiles.

Pour éviter, voire éliminer, ces émissions, des techniques sont d'ores et déjà mises en œuvre, en développement ou du moins envisageables. Mais cela ne s'applique pas au dégagement thermique accompagnant la conversion de l'énergie. En définitive, à quelques exceptions près, toute conversion d'énergie opérée par l'homme – même la conversion végétative de base – doit être évacuée sous forme de chaleur dans l'environnement. Ce fait physique est incontournable et ne peut être supprimé par aucune technique. S'agissant de l'émission de CO₂ qui résulte de la combustion de combustibles fossiles, on ne voit actuellement aucune technique de traitement réalisable et économiquement acceptable pour réduire la teneur en CO₂ rejetée à l'atmosphère.

Pour arriver à une technique d'énergie anthropogène qui ménage l'environnement, il faut, d'une part, une gestion rigoureuse de l'énergie de toute la filière qui va des prestations d'énergie en remontant par l'énergie utilisable via l'énergie secondaire jusqu'à l'énergie primaire et, d'autre part, il faut recourir de plus en plus à des énergies primaires renouvelables et nucléaires dont l'utilisation est largement exempte d'émissions ayant un impact sur le climat.

La gestion rigoureuse de l'énergie et des ressources de l'environnement est un moyen essentiel pour arriver à une technique d'énergie ménageant l'environnement. Dans les sondages d'opinion, elle représente une grande priorité mais dans l'action pratique

de chaque individu, elle est largement repoussée au second plan.

Toutes les mesures techniques et non techniques de gestion rigoureuse de l'énergie peuvent être caractérisées par trois notions : « économies d'énergie », « utilisation rationnelle de l'énergie » et « substitution d'énergies primaires, d'énergies utilisables et de sources d'énergie ». Les discussions sur une gestion rigoureuse de l'utilisation d'énergie portent essentiellement sur les mesures et moyens techniques et énergétiques. On discute nettement moins de l'influence du comportement individuel de chaque citoyen, de la manière dont le style de vie co-détermine la demande en prestations d'énergie et aussi de la manière dont le citoyen utilise le matériel consommant de l'énergie dont il dispose dans son ménage, dans ses transports et sur le lieu du travail.

Beaucoup de propositions d'économie d'énergie électrique discutées par le public ne procèdent pas d'une approche intégrée de l'ensemble des relations de ce système technique et des effets de réaction, mais simplement d'une électrophobie que l'on considère souvent comme opportune. La gestion rigoureuse de l'utilisation de l'énergie est confondue avec une réduction de l'utilisation de l'électricité ; on propage uniquement les économies d'électricité et non pas également les économies d'énergie avec l'électricité. Il est fait abstraction des avantages physiques de l'utilisation d'électricité, comme par exemple :

- l'amélioration des taux d'utilisation lors de la mise en œuvre de combustibles par les techniques modernes de commande, de réglage et de communication où l'électricité a une grande importance comme énergie auxiliaire ;
- les très grands rendements de la conversion de l'énergie électrique en énergie utilisable ;
- les réductions souvent considérables du besoin en énergie utilisable, par exemple du fait de la possibilité du réchauffement direct dans le produit ou, dans les procédés de séparation de matières, par le changement d'énergie thermique en énergie mécanique.

L'utilisation plus rationnelle de l'énergie contribue de façon essentielle à la réduction des émissions de CO₂ dues à l'énergie mais ne peut pas résoudre toute seule le problème, sans compter que les émissions de CO₂ ne

sont que l'une des raisons pour lesquelles il faut absolument exiger une gestion rigoureuse de l'utilisation de l'énergie.

Jusqu'à maintenant, les énergies renouvelables n'ont pas pu être utilisées à grande échelle, sauf dans le cas de l'hydraulique. En ce qui concerne les éoliennes, il existe déjà des régions où elles ont une part notable de la production globale d'électricité. Les centrales photovoltaïques représentent une possibilité fascinante de transformer directement en énergie électrique un rayonnement d'ondes courtes même diffus et la production d'électricité à l'aide de l'énergie solaire est une option intéressante pour les régions très ensoleillées de la terre.

Tous les systèmes évoqués ont comme désavantage par rapport aux centrales conventionnelles l'instabilité de l'offre d'énergie. Ces systèmes, notamment les centrales photovoltaïques et solaires, nécessitent pour leur fabrication beaucoup de masses, de surfaces et d'énergie cumulée, ce qui conditionne l'investissement élevé qui les caractérise.

De plus, les grandes installations utilisant les énergies éolienne et hydraulique se heurtent de plus en plus aux problèmes d'acceptation qui sont également à prévoir lorsque l'on voudra construire des installations photovoltaïques d'une dimension notable.

La production d'énergie à partir du nucléaire, qui est presque exempte de CO₂, apporte une contribution importante à la réduction des émissions de CO₂ et à la préservation des réserves de combustibles fossiles. Le parc mondial des centrales nucléaires compte actuellement 480 tranches en exploitation. Elles participent pour environ 17 % à la production mondiale de l'électricité et font éviter des émissions de CO₂ de l'ordre de 1,6 milliards de tonnes par an.

Compte tenu de l'évolution de la demande mondiale d'énergie, l'importance de l'électronucléaire va sensiblement augmenter à terme. Cela vaut notamment pour la région asiatique, mais aussi pour la CEI. Contrairement aux inévitables émissions de CO₂ des combustibles fossiles et à leur effet de serre, l'énergie nucléaire présente des risques très faibles dès lors que cette technologie est utilisée avec beaucoup de sérieux. Cependant, l'électronucléaire n'a de perspectives d'avenir sur le long terme que si des catastrophes peuvent être pratiquement

exclues même en cas d'accident survenant sur une centrale nucléaire.

Dans le cas du réacteur à eau sous pression, il s'agit en premier lieu de la maîtrise de la fusion du cœur, ce qui est maintenant devenu un impératif dans le cadre de la modification de la loi atomique en Allemagne. Le développement de l'EPR par un consortium industriel franco-allemand montre que cet objectif est réalisable sur un plan technique.

La sûreté nucléaire en Allemagne et en France a d'ores et déjà atteint un niveau élevé ; le faire progresser encore représente également une contribution à l'amélioration du niveau de sûreté international.

Sous l'aspect de la sûreté, notamment de la radioprotection, et pour faire accepter la poursuite de l'utilisation de l'électronucléaire, il faut cependant résoudre à long terme la gestion des déchets radioactifs qui sont produits.

La réalisation d'un réacteur avancé ne dépendra pas seulement du progrès des caractéristiques de sûreté mais aussi de sa compétitivité par rapport aux autres sources d'énergie. L'issue politique du débat en vue d'un consensus sur l'énergie en Allemagne sera à cet égard d'une importance capitale. Actuellement, l'industrie allemande dispose encore des nécessaires capacités en hommes et moyens techniques pour fournir des centrales nucléaires clé en main ; jusqu'à maintenant, le savoir faire et l'expérience ont toujours pu être transmis des ingénieurs et techniciens plus âgés aux plus jeunes qui prennent la relève. Mais en raison des discussions

politiques actuelles en Allemagne, il y a un risque que la capacité de réalisation de nouveaux ouvrages et aussi de la remise à niveau des installations en exploitation soit perdue assez rapidement s'il n'y a plus de relève en qualité et nombre suffisants.

Les filières d'études correspondantes s'étioilent car les étudiants n'ont pas confiance dans les perspectives professionnelles de l'électronucléaire. Cela veut dire aussi que la poursuite du développement de l'électronucléaire se fera sans participation du génie allemand, sans la créativité de nos ingénieurs alors que ce savoir faire nous a permis de nous situer, avec notre technique nucléaire, dans le peloton de tête du monde sous l'aspect de la sûreté de nos installations.

Il n'existe sûrement pas de voie royale menant au salut énergétique et il faut donc mettre en garde contre toute solution monolithique. Toutes les voies réalistes devront être empruntées en parallèle pour utiliser, autant que faire se peut, les avantages respectifs de chaque voie et pour éviter aussi, dans la mesure du possible, leurs désavantages. Ce faisant, il faudrait également penser à une combinaison des énergies renouvelables et de l'énergie nucléaire, par exemple sous forme d'une chaudière nucléaire de très grande sûreté intrinsèque et qui ne nécessite pas de renouvellement de combustible au cours de sa période d'utilisation avec, en aval, un système de surchauffe utilisant en technologie hybride de l'énergie solaire et fossile. Même pour la partie de surchauffe des réacteurs à eau sous pression une telle combinaison serait envisageable.



Entretien avec Claude MANDIL Directeur Général de l'Énergie et des Matières Premières au Ministère de l'Industrie

• *Quelle est la place du nucléaire dans la politique énergétique de la France ?*

En France, le nucléaire représente plus de 75 % de l'électricité produite. Le programme nucléaire a été lancé parce qu'il contribuait à accroître notre indépendance et notre diversité énergétique. De plus il s'est avéré économiquement compétitif. Je rappellerai à ce sujet que la dernière étude sur les coûts de référence de l'électricité publiée en 1993 par mes services a confirmé que si l'on exclut la cogénération pour la production décentralisée, l'énergie nucléaire était la plus compétitive dans les centrales thermiques fonctionnant en base, c'est-à-dire pour des durées annuelles supérieures à 4 500 heures.

Enfin, le nucléaire contribue à la protection de l'environnement, il n'émet pas de gaz carbonique, ni de dioxyde de soufre. Le programme nucléaire a permis au secteur électrique français de réduire ses émissions de CO₂ d'un facteur 3,5 entre 1973 et 1993. Au cours de ces 20 ans les émissions de CO₂ par kWh produit ont été divisées par 9.

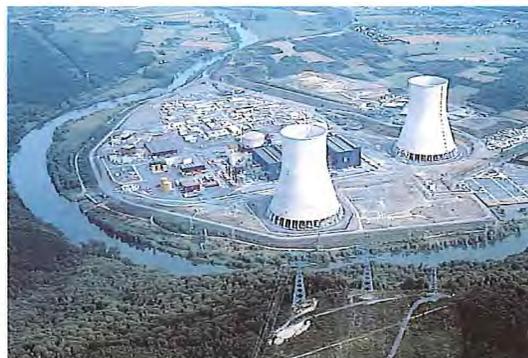
Au delà de ces avantages que sont l'indépendance énergétique, la compétitivité et la protection de l'environnement, le nucléaire doit progresser dans deux domaines : la sûreté, c'est une exigence intangible qui doit conduire à toujours plus de progrès, et la gestion de l'aval du cycle du combustible.

Les déchets radioactifs à vie longue sont probablement ceux dont la gestion est la plus délicate. En France, cette question a dépassé le simple cadre des opérateurs : elle a été portée au niveau du Parlement puisque notre démarche en la matière est encadrée par une loi, la loi du 30 décembre 1991. Au titre de cette loi, des recherches pour l'élimination des déchets à vie longue sont menées dans plusieurs directions, de manière à pouvoir retenir en 2006 la solution la mieux adaptée pour la gestion de ces déchets. Deux laboratoires devront notamment être construits. Les travaux de prospection géologiques menés actuellement par l'ANDRA

dans quatre départements se passent bien, et devraient permettre de retenir fin 1995, ou au plus tard mi-1996, deux sites pour la construction de ces laboratoires.

• *Quelles sont les perspectives de construction de centrales nucléaires en France pour les prochaines années ?*

Actuellement, quatre réacteurs sont en cours de construction sur les sites de Chooz et de Civaux.



Centrale de Chooz B.

Compte tenu des perspectives de faible croissance de la consommation d'électricité et d'un taux de disponibilité élevé des centrales, qui est actuellement de 81 %, EDF ne prévoit pas d'engager de nouvelles tranches nucléaires d'ici l'an 2000 au plus tôt.

Les réacteurs nucléaires ont une durée de vie de quelques dizaines d'années, la génération actuelle devant être remplacée à partir du début du prochain siècle. Diverses possibilités peuvent être envisagées : la prolongation de la durée de vie des réacteurs existants, le remplacement par une nouvelle génération de réacteurs nucléaires, ou le remplacement par d'autres sources d'énergie.

• *Comment se présentent pour vous ces différentes perspectives ?*

Il ne me paraît pas que ces voies soient exclusives les unes des autres, bien au contraire, elles ont chacune leur raison d'être.

Ainsi, EDF, cherche à prolonger la durée de vie des centrales actuelles de 30 à 40 ans. Cet allongement de 10 ans de la durée de vie des installations est souhaitable si les conditions de sûreté sont remplies.

Par ailleurs, les avantages du nucléaire ne doivent pas dissiper la nécessité de faire

appel à d'autres sources d'énergie, en particulier pour la fourniture des besoins d'électricité de pointe où il est plus rentable de recourir à des techniques moins coûteuses en investissement ; de plus, le gouvernement entend encourager le développement de toutes les formules énergétiques qui ont des perspectives raisonnables de rentabilité. A cet égard, les énergies renouvelables présentent de grandes possibilités. L'hydro-électricité vient en tête, suivie du bois-combustible, et de la valorisation énergétique des déchets ; quant à l'énergie éolienne, il convient de continuer à l'expérimenter. La diversification des sources énergétiques est en soi un principe sain et nécessaire.

Ces perspectives ne remettent pas en cause le remplacement du parc actuel par une nouvelle génération de réacteurs. Le nucléaire est et restera l'énergie principale compte tenu de ses nombreuses performances. C'est pourquoi, il convient de réfléchir et travailler à la nouvelle génération de réacteurs nucléaires susceptibles de remplacer les réacteurs existants.

D'ores et déjà, dans le cadre d'une coopération franco-allemande, les électriciens et les industriels des deux pays, sous le contrôle de leurs autorités de sûreté, ont décidé de créer ensemble le réacteur de prochaine génération, baptisé EPR : European Pressurized water Reactor. C'est un projet industriel de grande importance, exemplaire au niveau européen.

• Quels sont pour vous les enjeux principaux associés au développement d'une nouvelle génération de réacteurs nucléaires ?

Les principaux enjeux concernent les améliorations de la sûreté, le renforcement de la compétitivité et l'utilisation accrue de matières recyclées comme le Mox.

Ce sont les principaux objectifs du projet EPR, j'en donnerai quelques exemples :

- Au niveau de la sûreté : il s'agit de diviser par 10 les risques de fusion du cœur, et d'atténuer les conséquences à l'extérieur du site des accidents graves ;
- Au niveau de la compétitivité : il est prévu par exemple d'optimiser le taux de combustion des combustibles et d'augmenter la disponibilité des réacteurs ;

– Enfin, au niveau de l'emploi des matières recyclées, et notamment du plutonium, il est prévu la possibilité d'un chargement Mox à 50 % du cœur.

De manière générale, l'objectif est de confirmer les avantages de l'énergie nucléaire tant en termes économiques qu'environnementaux.

A un horizon encore plus lointain, on doit s'interroger sur les filières qui seront alors mises en place ; notamment sur l'avenir des réacteurs à neutrons rapides s'agira-t-il des filières actuelles aux performances accrues ou de nouvelles filières ? C'est le rôle du CEA que de travailler à ce sujet en coopération avec l'ensemble des acteurs du nucléaire.

• Certains prétendent que la coopération franco-allemande sur EPR revient à ouvrir notre marché à l'Allemagne sans contrepartie ; qu'en pensez-vous ?

Effectivement, l'une des critiques souvent énoncées est que l'on offre le marché français encore actif à SIEMENS alors que le marché allemand s'effondre. Cet argument semble contestable dans la mesure où même en France le marché est maintenant modeste au moins pour les prochaines années alors qu'il ne faut pas exclure un consensus énergétique en Allemagne rendant possible une nouvelle commande ; qui plus est, le partage industriel pour la réalisation des réacteurs en France ou en Allemagne n'est pas encore arrêté à l'heure actuelle. Sur le plan commercial, NPI bénéficiera de l'excellente image mondiale de SIEMENS dans le domaine de la technologie et de la sûreté, notamment dans les pays d'Europe Centrale et Orientale qui représentent au moins à terme un des marchés les plus probables. Il en est de même pour les zones de développement en Asie et peut-être en Europe de l'Est. La définition commune des règles de sûreté par les autorités française et allemande a considérablement renforcé l'image de nucléaire efficace et sûr qui sera déterminante pour l'avenir de cette activité.

• Serait-il possible, selon vous, de voir un jour d'autres pays participer au projet EPR ?

Certains pays européens ont manifesté leur intérêt de participer au projet EPR mais il me

semble que le projet est maintenant trop avancé pour que d'autres partenaires y prennent une place prépondérante.

Toutefois, ces pays intéressés sont tenus informés de l'état d'avancement du projet. Par ailleurs, dans le cadre de l'organisation commune EUR (European Utilities Requirement), des spécifications techniques sont définies en commun et rejoignent le plus souvent les caractéristiques du projet EPR. Il y a donc une réelle harmonisation entre les objectifs du projet EPR et les spécifications techniques émises par les différents partenaires européens.

• Que pensez-vous des concepts de « réacteurs révolutionnaires » fréquemment évoqués, des réacteurs « intrinsèquement sûrs » ?

Je crois qu'il faut se méfier des révolutions. Elles font souvent beaucoup de victimes... Le concept de « réacteur révolutionnaire » sous-entend de faire totalement abstraction du passé, et de repartir à zéro pour définir un nouveau réacteur. Ceci ne tient pas compte de toute l'expérience acquise, qui a permis de beaucoup progresser. C'est pourquoi je préfère de beaucoup le concept de « réacteur évolutionnaire », basé sur l'évolution des technologies, c'est-à-dire sur les progrès.

De même, je ne trouve pas que le concept « intrinsèquement sûr » soit très bon. A vrai dire, rien n'est sûr avec une certitude totale, et le risque fait partie de la vie quotidienne. Quand quelqu'un traverse une route, ou prend sa voiture, ou utilise un appareil électroménager, il y a toujours un risque d'accident, même s'il est très faible. Il en est de même d'un réacteur nucléaire, même si beaucoup de progrès sont attendus encore en matière de sûreté, « la sûreté absolue » n'existe pas. Par conséquent, la « sûreté intrinsèque » c'est-à-dire la sûreté d'un réacteur qui serait conçu de façon à exclure toute possibilité d'accident, n'existe pas non plus. Ce qui n'empêche pas que le niveau de sûreté des réacteurs correspondant peut-être très grand.

L'avenir de l'énergie nucléaire

par **Otto Wiesheu,**
ministre de l'économie,
du transport et de la technologie
de l'Etat de Bavière

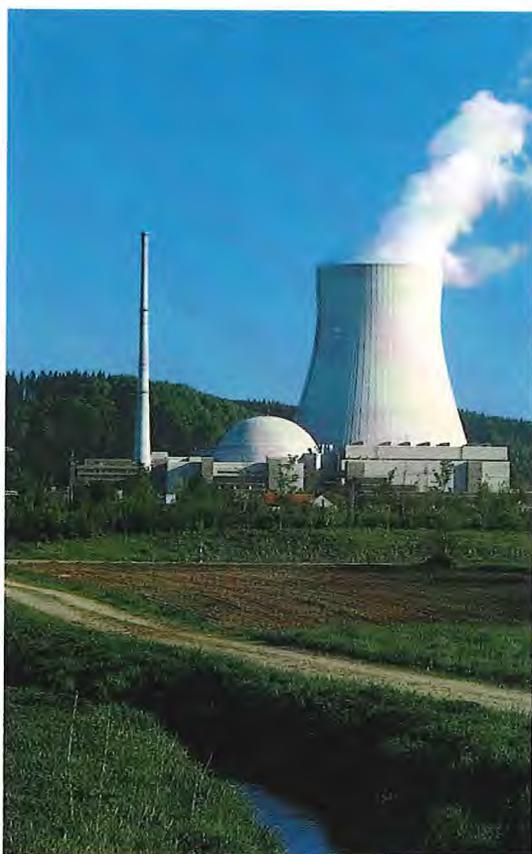
La formule d'Einstein $E = mc^2$ fait partie des grandes découvertes de l'humanité. Notre siècle a eu le privilège de trouver cette équation et de transformer artificiellement de la matière en énergie et de mettre l'énergie nucléaire à la disposition de l'humanité.

Il n'y a aucune nouvelle découverte, aucune évolution technologique de l'énergie et aucune connaissance en matière de politique énergétique qui permette de mettre en question l'énergie nucléaire dans sa forme utilisée en Allemagne. Nos centrales nucléaires sont extrêmement sûres et fournissent de l'électricité de manière très fiable ; les résultats obtenus situent les centrales nucléaires dans le peloton de tête sur un plan mondial.

L'énergie nucléaire préserve les combustibles fossiles qui constituent des ressources non renouvelables. Sur un plan mondial, chaque année on brûle une quantité de combustibles fossiles que la nature a mis 500.000 ans à constituer. Dans un monde où les besoins en énergie croissent fortement en raison de l'explosion démographique et de l'augmentation de l'industrialisation dans les pays en décollage ou en développement, l'absence d'énergie nucléaire aurait comme effet d'aviver gravement la course aux réserves d'énergies fossiles et l'approvisionnement en matières premières des générations futures s'en trouverait considérablement affecté. Les marchés de l'énergie dans le monde réagiraient avec de fortes augmentations de prix. Cela réduirait d'autant les chances des pays du tiers-monde d'offrir à leur population une vie digne.

Au-delà des réserves limitées des ressources fossiles, nous nous heurtons maintenant à une nouvelle limite : la capacité d'absorption du CO_2 par l'atmosphère. Il s'agit là d'une limite d'une nouvelle qualité. Elle est encore plus serrée que la disponibilité des ressources énergétiques fossiles. Les rejets de CO_2 dans l'atmosphère doivent être réduits de façon sensible si l'on veut éviter des modifications imprévisibles voire catastrophiques du climat.

Les principales alternatives pour une réduction de la consommation des combustibles fossiles sont une utilisation encore plus rationnelle de l'énergie et les économies d'énergie, le recours forcé aux énergies renouvelables et la poursuite de l'utilisation de l'énergie nucléaire.



Centrale Isar 2.

En dépit de tous les efforts qui pourront être déployés, les économies d'énergie et l'utilisation des énergies renouvelables n'apporteront pas le complément nécessaire pour couvrir les besoins supplémentaires du tiers-monde. Il sera nécessaire de recourir à toutes les sources d'énergie qui soient disponibles, développées, mais aussi accessibles financièrement. De cette manière seulement il sera possible d'approvisionner la population

mondiale avec suffisamment d'énergie et de désamorcer le conflit nord-sud. A cet égard, l'énergie nucléaire ne prend pas une place à part. De plus, il s'agit d'ores et déjà d'une technologie qui est au point et économiquement rentable. Elle pourrait apporter une contribution encore plus grande qu'aujourd'hui.

Malgré ce contexte, l'utilisation de l'énergie nucléaire ne pourra trouver davantage d'acceptation que si l'on peut assurer la plus grande sûreté possible. La technologie nucléaire est une technologie de pointe. Il est particulièrement demandé à un pays industrialisé comme le nôtre de contribuer à relever ce défi. Il se pose alors la question de savoir s'il faut poursuivre des concepts totalement innovants intégrant encore davantage de caractéristiques de sûreté intrinsèques et passives ou un développement évolutif sur la base de la technologie existante qui a fait ses preuves. Pour des raisons techniques, économiques et également politiques il vaudrait mieux ne pas « tout changer ». Avec le projet franco-allemand du réacteur EPR qui bénéficiera de la longue expérience des deux partenaires et du potentiel de synergie entre la France et l'Allemagne on emprunte une voie meilleure.

Nous pouvons escompter des centrales nucléaires dotées d'une nouvelle qualité de sûreté qui n'est pas encore disponible aujourd'hui. Chez le citoyen responsable qui examine l'énergie nucléaire sans œillères, cela devrait augmenter l'acceptation et cela devrait inciter les opposants actuels de l'électronucléaire à vérifier leur position. Nous n'assumons pas notre responsabilité globale si nous dégradons l'énergie nucléaire comme simple solution de transition de courte durée ou si nous allons jusqu'à prôner la sortie de l'électronucléaire. Tout semble indiquer qu'au cours de la prochaine génération le monde aura encore plus besoin de l'énergie nucléaire que jusqu'à maintenant.

Liste des sigles et abréviations utilisés

- ADEME : Agence de l'Environnement et de la Maîtrise de l'Energie
- AIEA : Agence Internationale de l'Energie Atomique (agence de l'ONU)
- BMU : Bundesministerium für Umwelt (ministère de l'environnement allemand)
- CSN : Consejo de Seguridad Nuclear (autorité de sûreté espagnole)
- CSFRF : Conceptual Safety Features Revue File (dossier relatif aux options de sûreté du projet EPR)
- DFD : Deutsch Französische Direktionsausschuss (commission réunissant, au niveau national, les autorités de sûreté française et allemande)
- DFK : Deutsch Französische Kommission (commission réunissant, au niveau régional, les autorités de sûreté française et allemande)
- DRIRE : Direction Régionale de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement
- DSIN : Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires
- EPR : European Pressurized Reactor (projet de réacteur à eau sous pression développé par Framatome, Siemens, EDF et des électriciens allemands)
- EUR : European Utilities Requirements (cahier des charges d'un réacteur nucléaire établi par les principaux électriciens européens)
- GRS : Gesellschaft für Reaktor Sicherheits (appui technique de l'autorité de sûreté allemande)
- INSAG : International Nuclear Safety Advisory Group (groupe consultatif de l'AIEA)
- IPSN : Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (appui technique de l'autorité de sûreté française)
- NPI : Nuclear Power International (filiale commune de Framatome et Siemens)
- OPRI : Office de Protection contre les Rayonnements Ionisants (appui technique de la Direction générale de la santé dans le domaine de la radioprotection)
- REB : Réacteur à eau bouillante.
- REP : Réacteur à eau pressurisée.
- TSO : Technical safety organisms.

« CONTROLE »

LA REVUE DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE »

BULLETIN D'ABONNEMENT*

A renvoyer à : DSIN – 99, rue de Grenelle – 75353 Paris 07 SP – Fax (1) 43.19.48.69

NOM

Prénom

Société ou organisme

Division ou service

Fonction

Adresse

.....

Code postal Ville Pays

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

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

Oui Non

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

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

* Abonnement gratuit.

CONTRÔLE, la revue de l'Autorité de sûreté nucléaire,
est publiée par le ministère de l'industrie
20, avenue de Ségur, 75353 Paris 07 SP. Diffusion : Tél. (1) 43.19.48.75

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

Rédacteur en chef : Danièle GERSTER

Assistante de rédaction : Christine MARTIN

Coordination du dossier : Pierre-Franck CHEVET

Photos : AIEA, BAYERNWERK AG, COGEMA, EDF (M. BRIGAUD, M. CREPINT, C. PAUQUET), J. RABOUHAMS, IMAGE BANK. M. SCHWINTE.

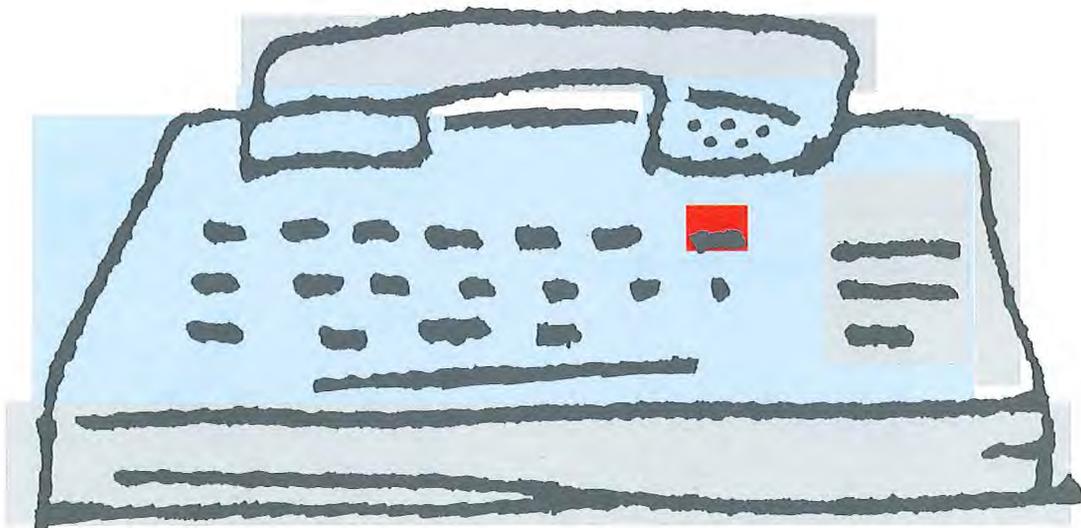
ISSN : 1254-8146

Commission paritaire : 1294 AD

Maquette : ROHMER RAYNAUD RICHEL BLONDEL Paris

Imprimerie : Louis-Jean, BP 87, GAP Cedex

Le magazine télématique Magnuc



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

En France : 36 14

A l'étranger : 33 36 43 14 14

Code : MAGNUC