

C O N T R Ô L E

LA REVUE
DE L'AUTORITÉ
DE SÛRETÉ
NUCLÉAIRE
N° 122
AVRIL 98

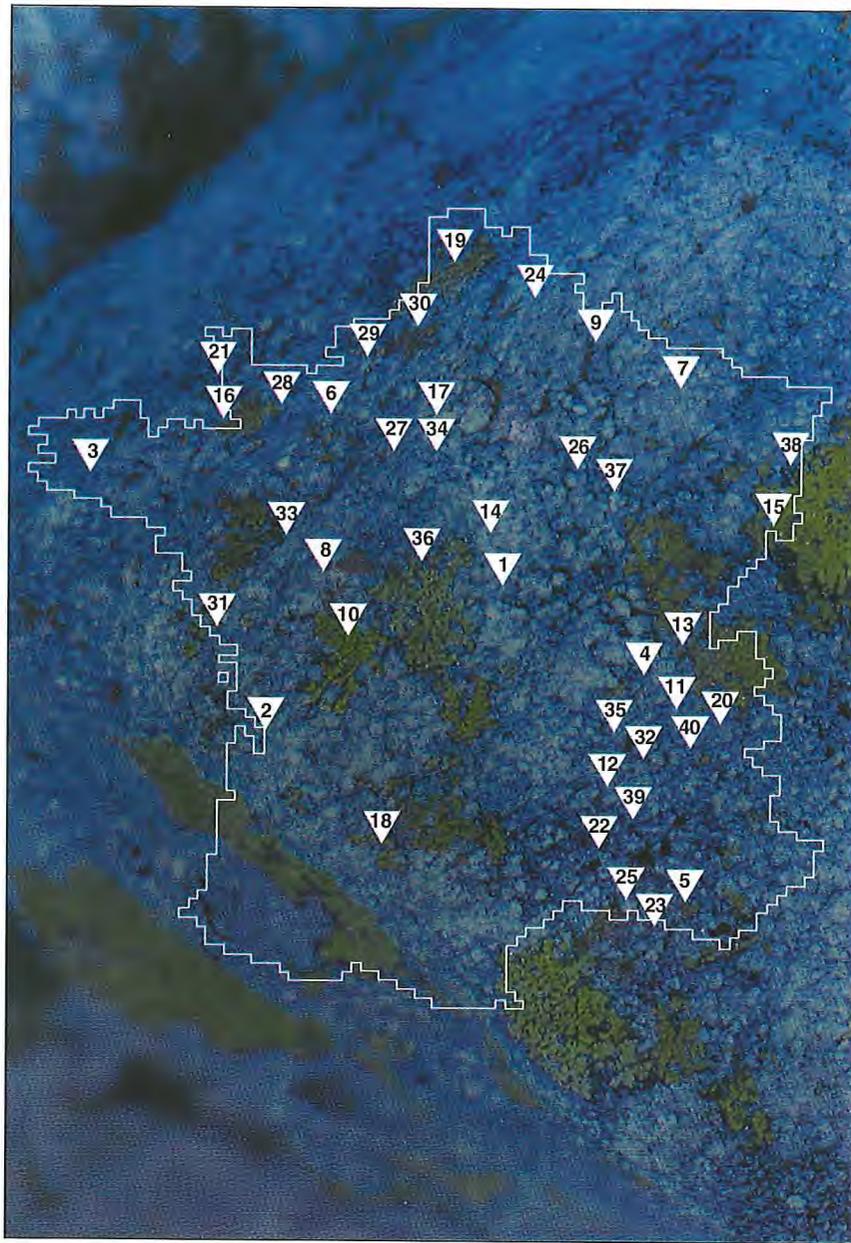


**Dossier : Le contrôle de la construction
des chaudières nucléaires**

AUTORITÉ
DE SÛRETÉ
NUCLÉAIRE

Les installations

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



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

Comme les années précédentes, le numéro de Contrôlé publié en mars a repris la synthèse du rapport annuel d'activité de l'Autorité de sûreté, c'est-à-dire l'avant-propos de ce rapport et un ensemble de fiches présentant les principaux dossiers de sûreté nucléaire de l'année écoulée.

Le présent numéro inaugure la série des dossiers thématiques de 1998. Il est consacré au contrôle de la construction des chaudières nucléaires, et il donne la parole à un ensemble de responsables pour dresser un bilan des évolutions au cours des années de mise en place du parc électronucléaire français et pour évoquer la préservation du savoir-faire et de l'expertise.

Cette préservation est nécessaire pour répondre à la fois aux besoins de la surveillance en exploitation d'installations qui vieillissent, au remplacement de certains composants, à l'exportation, et, s'il en est ainsi décidé, à des constructions nouvelles à moyen ou long terme.

Le numéro 123, à paraître début juillet, portera sur le thème : « Radioprotection et installations nucléaires de base ».

André-Claude Lacoste
 Directeur de la sûreté
 des installations nucléaires

Sommaire



- 2** Les installations
- 17** Le transport des matières radioactives
- 19** En bref... France



- 21** Relations internationales



- 24** Dossier :
 Le contrôle de la construction des chaudières nucléaires



Chooz :
bâtiment réacteur

Les installations

Au cours des mois de janvier et février, 12 événements ont été classés au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES, dont 6 dans les centrales et 6 dans les autres installations. Ces événements ont tous fait l'objet d'une information dans le magazine télématique (3614 MAGNUC) et sont repris ci-après. Les événements classés au niveau 0 de l'échelle INES ne sont pas systématiquement rendus publics par l'Autorité de sûreté. Quelques-uns sont néanmoins signalés : il s'agit d'événements qui, bien que peu importants en eux-mêmes, sont soit porteurs d'enseignements en termes de sûreté, soit susceptibles d'intéresser le public et les médias.

Par ailleurs, 62 inspections ont été effectuées.

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



Belleville (Cher)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 16 janvier a permis de faire le point sur l'état de la troisième barrière des 2 réacteurs ; les aspects concernant le confinement et la ventilation ont ensuite été examinés et une visite sur le terrain a été réalisée.

L'**inspection** du 8 janvier a permis d'examiner l'organisation mise en place par l'exploitant et les résultats obtenus en ce qui concerne le respect des spécifications techniques d'exploitation relatives à la chimie des circuits primaire et secondaire.



Blayais (Gironde)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 13 janvier a permis d'examiner les systèmes RIC (instrumentation interne du cœur), KRT (mesures de radioprotection), RPN (mesure de la puissance nucléaire), en particulier pour ce qui concerne les essais périodiques et les modifications.

L'**inspection** du 23 janvier a porté sur l'organisation, les missions et les moyens de la fonction ingénierie sur le site du Blayais. Dans ce cadre, il a été procédé à un examen des dossiers relatifs au comportement des générateurs de vapeur, aux contrôles

des tuyauteries VVP (circuit de vapeur principal), au contrôle des lignes concernées par le phénomène « Farley-Tihange » et aux anomalies des soupapes VVP.

L'**inspection** du 26 février portant sur le système RIS (injection de sécurité) a permis d'examiner les événements importants pour la sûreté ayant affecté ce système, les opérations de maintenance prévues par les PBMP (programmes de base de maintenance préventive), ainsi que les résultats de certains contrôles et essais périodiques prévus par les RGE (règles générales d'exploitation).

Réacteur 1

Un **incident** a été reclassé : le 7 août 1997, alors que le réacteur était à l'arrêt pour rechargement et maintenance, un échangeur du circuit PTR a été privé pendant 26 heures d'eau de refroidissement.

Le circuit PTR assure le refroidissement de la piscine de stockage du combustible. Il est constitué de deux voies, dont une de secours, comportant chacune une pompe et un échangeur. L'échangeur est refroidi par le circuit RRI (circuit de refroidissement intermédiaire), dont la fonction est d'alimenter en eau de refroidissement l'ensemble des matériels et fluides des systèmes de sauvegarde et auxiliaire du réacteur. Par conception, le circuit RRI d'un réacteur permet également le refroidissement des composants du réacteur voisin.

Ainsi, pour la réalisation d'essais d'étanchéité de tronçons du RRI du réacteur 1, le refroidissement du circuit PTR de ce réacteur était assuré par le RRI du réacteur 2. A la suite de ces essais, le refroidissement normal par le réacteur 1 devait être rétabli et le refroidissement provisoire par

le réacteur 2 suspendu. Cette opération n'a pas été réalisée conformément à la procédure et, pendant 26 heures, le circuit PTR n'a été refroidi ni par le réacteur 1 ni par le réacteur 2.

Cet incident avait été classé initialement au niveau 0 de l'échelle INES. L'analyse des causes précises de l'incident a toutefois mis en évidence une succession d'erreurs humaines dans l'interprétation des documents, dans les constatations faites sur le terrain, lors de l'utilisation des procédures et sur le plan de la communication. Cette accumulation a conduit l'Autorité de sûreté à reclasser l'incident au **niveau 1** de l'échelle INES avec le facteur additionnel « défaut de culture de sûreté ».



Bugey (Ain)

► Centrale EDF

Réacteur 1 (filiale uranium naturel-graphite-gaz)

A l'occasion des opérations de mise à l'arrêt définitif de l'installation, l'exploitant effectue la mise en place des chantiers d'assainissement de la piscine combustible et de confinement du caisson. Il poursuit par ailleurs les travaux de démontage de la partie conventionnelle et a entrepris les analyses de sûreté préalables à la réalisation des travaux de démontage des matériels extérieurs au caisson (notamment le circuit de traitement du CO₂ et le dispositif principal de manutention).

Réacteur 3

L'**inspection** du 21 janvier a permis d'examiner la préparation par l'ex-

plissant de l'arrêt du réacteur prévu du 11 avril au 10 mai 1998. Les inspecteurs ont procédé à plusieurs sondages pour s'assurer que les exigences définies dans les recueils national et local sont bien respectées.

Réacteurs 4 et 5

L'inspection inopinée du 13 février a permis de vérifier par sondage que les réacteurs 4 et 5 étaient conduits dans le respect des spécifications techniques d'exploitation.

Le réacteur 4 a été arrêté du 21 au 26 février afin d'effectuer une réparation du circuit de refroidissement de l'alternateur qui présentait une légère fuite d'hydrogène.

5

Cadarache (Bouches-du-Rhône)

► Centre d'études du CEA

Ensemble du site

La Commission locale d'information ainsi que les sous-commissions « communication » et « surveillance de l'environnement » se sont réunies le 20 janvier (cf. En bref... France).

L'inspection du 3 février, sur le risque d'incendie, a permis de vérifier l'interface entre la formation locale de sécurité (FLS) et les différentes installations du site. Le réseau incendie et la centralisation des alarmes incendie (téléalarme) ont été examinés ; la formation des agents et le rôle de la seconde équipe de première intervention ont été vérifiés par les inspecteurs.

Réacteur Harmonie

Les opérations d'assainissement entreprises depuis l'arrêt définitif de production du réacteur visant à évacuer de l'installation les matières nucléaires et inflammables, ont pris fin le 18 décembre 1997. Au vu du compte rendu final de ces opérations, la DSIN a pris acte de la cessation définitive d'exploitation du réacteur. Le CEA quant à lui s'est engagé à transmettre à l'Autorité de sûreté, avant le mois de juin 1998, un dossier présentant les étapes du démantèlement futur de l'installation et contenant les analyses de sûreté correspondantes.

Réacteur Eole-Minerve

L'inspection du 9 janvier consacrée au réacteur Eole a consisté à vérifier, par sondage, l'application des prescriptions techniques et des règles générales d'exploitation. Elle a été complétée par une visite de l'installation, notamment de la salle de conduite où il a été procédé à l'examen des documents de service.

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

L'inspection du 10 février, réalisée de façon conjointe avec le DSMR, service qui assure, pour le compte du Haut Fonctionnaire de défense du ministère de l'industrie, le contrôle sur site des matières nucléaires, a permis de prendre connaissance de l'état d'avancement des réflexions engagées en ce qui concerne le retour d'expérience de l'incident de juillet 1997 et également de faire ressortir les différences et la complémentarité des missions du DSMR et de l'Autorité de sûreté sur des sujets frontaliers.

Atelier de technologie du plutonium (ATPu)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a donné l'autorisation de procéder à l'ouverture d'un conteneur endommagé lors d'une chute dans la cellule 5 de l'installation (lettre du 23 janvier).

Une inspection a eu lieu le 6 février (cf. Le transport des matières radioactives)

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

L'inspection du 27 janvier a eu lieu 15 jours avant l'examen du référentiel de sûreté de l'installation par le Groupe permanent d'experts chargé des usines. Elle a eu pour objet de vérifier, par sondage, que les dispositions décrites dans les mises à jour du référentiel de sûreté correspondent bien à la réalité. Elle a également permis de faire le point sur les différents engagements pris par l'exploitant dans ses courriers, en réponse à des demandes de l'Autorité de sûreté.

Ateliers de traitement d'uranium enrichi (ATUE)

L'inspection du 23 janvier a concerné la protection contre l'incendie dans l'installation. Les inspecteurs ont principalement porté leur attention sur les équipes de première intervention, les permis de feu et la limitation des potentiels calorifiques.

Laboratoire de purification chimique (LPC)

L'inspection du 20 février a permis d'inspecter la conformité des documents de sûreté utilisés pour l'exploitation du Laboratoire de purification chimique (LPC). Pour cela, les inspecteurs ont procédé à une vérification de la bonne application de l'arrêté du 10 août 1984 en choisissant le suivi d'un élément important pour la sûreté (EIS), en l'occurrence la ventilation du LPC.

L'installation Chicade

L'inspection du 6 janvier fait suite à l'autorisation de mise en actif de l'installation délivrée par la DSIN en novembre 1997. Elle a permis de vérifier la mise en place par l'exploitant des dispositions d'organisation prévues dans le référentiel de sûreté ainsi que des actions supplémentaires à réaliser avant la mise en actif demandées par la DSIN.

6

Caen (Calvados)

► Grand accélérateur national d'ions lourds (GANIL)

Une inspection inopinée a eu lieu le 10 février durant l'arrêt de l'accélérateur. A cette occasion, les inspecteurs ont vérifié :

- l'application des prescriptions imposées dans le cadre de la détention de substances toxiques ;
- l'état de l'installation pendant les périodes d'arrêt pour travaux et modifications ;
- la gestion des déchets « nucléaires » générés par le GANIL ;
- le respect de la réglementation relative aux appareils à pression.

7

Cattenom (Moselle)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Lors de l'**inspection** du 4 février, l'exploitation et la maintenance des installations de production et d'utilisation de l'air de régulation sur le site ont été examinées. Des résultats d'essais périodiques, ainsi que des rapports de visites de matériels ont été consultés ; une visite du réacteur 3 a lieu.

Réacteur 1

Le réacteur, à l'arrêt depuis le 8 novembre 1997 pour visite décennale, a été **autorisé** à redémarrer le 30 janvier.

Réacteur 3

Le réacteur a été mis à l'arrêt le 19 février pour visite partielle et rechargement en combustible.

8

Chinon (Indre-et-Loire)

► Centrale EDF

Centrale B

L'**inspection** inopinée du 7 janvier a porté sur la conduite des réacteurs en puissance et plus particulièrement sur les mesures prises pour réaliser la campagne de démantèlement des grappes d'absorbants, conformément à la demande de dérogation aux spécifications techniques d'exploitation formulée par l'exploitant. Par ailleurs, la composition des équipes de conduite, les indisponibilités, les consignes temporaires d'exploitation et les cahiers de blocs ont été examinés.

Lors de l'**inspection** du 14 janvier, les engagements pris par l'exploitant à la suite des inspections et des incidents de l'année 1997 ont été examinés.

L'**inspection** du 5 février a été consacrée à la conduite accidentelle des installations. Les inspecteurs ont fait le point sur l'état d'avancement de la validation à blanc des consignes accidentelles et ont examiné la qualité des consignes du site.

Par ailleurs, il a été procédé à une visite de la salle de commande des réacteurs 1 et 2 et du panneau de repli de ces réacteurs (voies A et B).

L'**inspection** du 9 février a porté sur la métrologie appliquée aux capteurs importants pour la sûreté. Les notes d'organisation ont été présentées et des cas concrets ont permis d'en vérifier l'application.

Atelier des matériaux irradiés (AMI)

Le directeur de la sûreté des installations a **autorisé** :

- la réalisation de la mesure compensatoire relative à la sécurisation d'un pont de manutention (lettre du 18 février) ;
- la mise en service, pour des échantillons actifs, d'un « amincisseur ionique » (lettre du 26 janvier) ;
- la réalisation de travaux relatifs à la mesure compensatoire visant principalement à améliorer le fonctionnement du système de refroidissement de la piscine d'entreposage de combustibles irradiés (lettre du 26 janvier) ;
- la dérogation aux règles générales d'exploitation pour le report de quelques mois de la vérification annuelle des automatismes de couplage de deux tableaux électriques (lettre du 26 janvier) ;
- la mise en service de l'installation d'essais de fluage et de relaxation dans la cellule R225 du laboratoire d'essais mécaniques (lettre du 15 janvier).

9

Chooz (Ardennes)

► Centrale EDF

Centrale A

L'exploitant poursuit les travaux de mise à l'arrêt définitif de l'installation : retrait des équipements de la piscine de désactivation, démontages dans la partie conventionnelle, traitement et évacuation des déchets de la zone contrôlée. Il a transmis à la DSIN le dossier préalable à la réalisation de la seconde phase d'assainissement et à la vidange de la piscine de désactivation. Par ailleurs, la procédure relative à la création de l'INB-E est en cours d'instruction et certains travaux de transformation en vue de la création de celle-ci (ven-

tilation, déplacement de l'exutoire de rejet gazeux, réseau d'exhaure, installations électriques) sont en cours de préparation.

Centrale B

Réacteurs 1 et 2

Une **réunion technique** s'est tenue le 22 janvier entre les représentants du site et de la DRIRE Champagne-Ardenne pour examiner le recensement des dispositions locales de maintenance applicables pour les arrêts des réacteurs en 1998.

L'**inspection** du 5 février a été consacrée à la gestion et au rejet des effluents d'exploitation. Les inspecteurs ont examiné l'organisation des services impliqués dans la production, le traitement et le rejet des effluents liquides et gazeux, et vérifié par sondage les opérations de maintenance et d'essais périodiques des matériels. Une visite du laboratoire du bâtiment de traitement des effluents et de la salle de commande du réacteur 1 a eu lieu.

Réacteur 2

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le 9 janvier le redémarrage du réacteur, arrêté depuis le 28 novembre pour des opérations de maintenance. Le redémarrage, différé à la suite d'une anomalie constatée sur le calage du circuit primaire, a été de nouveau **autorisé** le 27 janvier.

Un **incident** est survenu le 10 février ; alors que le réacteur B2 était en cours de redémarrage, l'exploitant a constaté que le nombre d'heures pendant lequel le réacteur est autorisé à fonctionner à puissance réduite avait été dépassé.

Pendant le premier cycle de fonctionnement, l'exploitant est amené à faire varier rapidement la puissance du réacteur afin de réaliser différents essais et mises au point de matériels. La durée de fonctionnement du réacteur à puissance réduite est restreinte par les spécifications techniques d'exploitation (STE), afin de limiter les sollicitations qui s'exercent sur les assemblages combustibles en cas de variation rapide de puissance. En première analyse, il apparaît que cette durée a été calculée pour un seul mode de pilotage du réacteur, alors que plusieurs modes de pilotage sont normalement utilisés par l'exploitant, notamment dans la situation considérée.

Dès la détection de cette anomalie, l'exploitant a arrêté le réacteur conformément aux STE et a procédé à un contrôle de ce paramètre sur le réacteur B1 qui fonctionnait à 100 % de sa puissance nominale ; le même constat ayant été effectué, l'exploitant a également arrêté le réacteur B1 le 12 février.

L'exploitant a engagé une analyse technique pour expliquer les raisons de ces anomalies et justifier les conditions dans lesquelles les deux réacteurs pourront redémarrer. L'autorisation de redémarrage par l'Autorité de sûreté est subordonnée aux résultats des analyses en cours.

En raison du non-respect des STE, les incidents affectant les deux réacteurs sont classés au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'**inspection** du 17 février a porté sur les incidents détectés le 10 février. Les inspecteurs ont examiné les modalités de suivi par l'exploitant de la durée de fonctionnement des réacteurs à puissance réduite depuis leurs premiers démarrages, ainsi que les relations entre le site et les services centraux d'EDF sur ce thème.

10

Civaux
(Vienne)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 3 février a permis d'examiner l'organisation du site en matière de prévention des risques d'agressions externes (inondations, séismes, crues, foudre, grand froid, etc.).

L'**inspection** du 5 février a porté sur l'analyse par l'exploitant des sept incidents significatifs déclarés en 1997, ainsi que sur les mesures correctives mises en œuvre pour en pallier les conséquences et en éviter le renouvellement.

11

Creys-Malville
(Isère)

Réacteur Superphénix
(à neutrons rapides)

L'**inspection** inopinée du 14 janvier a permis de vérifier le respect des

règles générales d'exploitation par l'équipe de quart.

L'**inspection** du 11 février a porté sur les modifications récentes effectuées sur l'installation, la qualité des travaux et les essais de requalification.

12

Cruas
(Ardèche)

► Centrale EDF

Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 2 janvier : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a dépassé, à plusieurs reprises, la limite de puissance nucléaire fixée par les spécifications techniques d'exploitation à 102 % de la puissance nominale.

En fonctionnement la puissance du réacteur est asservie à celle du circuit secondaire. Un refroidissement de l'eau du circuit secondaire, alimentant les générateurs de vapeur, provoque une élévation de la puissance du réacteur. L'arrêt d'urgence intervient lorsque cette puissance atteint 109 % de la puissance nominale.

Le jour de l'incident deux interventions, qui se déroulaient simultanément sur le circuit secondaire, ont entraîné un refroidissement de l'eau secondaire et une augmentation de puissance supérieure à la limite autorisée.

La première intervention consistait en une mise en configuration particulière de ce circuit, afin de pouvoir réaliser un essai périodique de la puissance nominale, la deuxième était une réparation fortuite d'un robinet, qui n'avait pas fait l'objet d'une analyse de risque.

Dès franchissement d'un seuil d'alarme fixé à 100,4 % de la puissance nominale, il est demandé de diminuer la puissance appelée par le circuit secondaire. En l'occurrence, cette consigne n'a pas été respectée ; la puissance nucléaire a oscillé autour de 102 % de la puissance nominale durant les trois heures de l'intervention fortuite. Aucune action n'a été entreprise pendant ce temps pour interrompre la préparation de l'essai périodique, qui empêchait d'engager une baisse manuelle de puissance.

En raison d'un manque de culture de sûreté, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Réacteur 3

L'**inspection** du 28 janvier a permis de vérifier par sondage :

- le respect par l'exploitant des exigences des recueils national et local des textes applicables lors du prochain arrêt du réacteur ;
- l'organisation mise en place par l'exploitant ;
- l'application effective des programmes de maintenance préventive ou des demandes faites par l'Autorité de sûreté.

L'**inspection** du 26 février a été consacrée aux incidents significatifs particulièrement marquants survenus lors des six derniers mois. Les enseignements et mesures prises par l'exploitant, afin de diminuer le risque de renouvellement de ces incidents, ont fait l'objet d'un examen plus détaillé.

14

Dampierre-en-Burly
(Loiret)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Lors de l'**inspection** du 28 janvier, l'ensemble des applications informatiques utilisées sur le site, celles ayant des incidences sur les paramètres liés à la sûreté, l'application des directives nationales s'appliquant au développement et à l'utilisation des logiciels, ainsi que le retour d'expérience après les incidents récents survenus sur le parc dans le domaine des données informatiques, ont été examinés.

15

Fessenheim
(Haut-Rhin)

► Centrale EDF

Ensemble du site

La Commission locale de surveillance s'est réunie le 19 février (cf. En bref... France).

L'**inspection** qui a eu lieu le 18 février a permis d'examiner les condi-

tions de maintenance et d'exploitation des systèmes :

- d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur ;
- de purge des générateurs de vapeur.

16

Flamanville (Manche)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'**inspection** du 7 janvier a permis de contrôler :

- la nouvelle organisation mise en place pour la préparation des arrêts de réacteur ;
- le respect des textes applicables durant les arrêts de réacteur.

Réacteur 2

Le réacteur a été mis à l'arrêt le 14 février pour visite partielle et rechargement en combustible.

17

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

► **Centre d'études du CEA**

Station de traitement des effluents et déchets solides (STED) et de stockage de déchets radioactifs

L'**inspection** du 9 janvier a porté sur les dispositions mises en œuvre contre le risque d'incendie.

18

Golfech (Tarn-et-Garonne)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'**inspection** du 27 janvier a permis d'examiner les dispositions mises en place par l'exploitant pour respecter la directive interne DI 61 définissant la doctrine d'EDF dans le domaine du réglage et de la vérification des étalons et appareils de mesure.

19

Gravelines (Nord)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'**inspection** du 5 février a permis de vérifier l'organisation mise en place par l'exploitant en cas de crise, la constitution des équipes, les modalités d'alerte nationale et d'astreinte. L'inspection a été complétée par la visite des locaux de crise qui ont été rénovés depuis peu.

L'**inspection** du 11 février a permis d'examiner la méthode de suivi concernant les pièces de rechange du circuit primaire principal et du circuit secondaire principal (depuis leur commande jusqu'à leur contrôle avant montage). Une visite a permis d'examiner les conditions de stockage de ces pièces.

Réacteur 2

Le réacteur, en prolongation de cycle depuis le 13 novembre 1997, a été mis à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible le 17 janvier.

L'**inspection** du 2 février a permis d'examiner les travaux réalisés dans le cadre de l'arrêt du réacteur. Les inspecteurs ont examiné, sur le terrain, la mise en œuvre d'une dérogation et visité plusieurs chantiers en cours.

Le 3 février, une **visite technique** a été organisée pour vérifier les conditions de réalisation d'un changement de cannes chauffantes sur le pressuriseur du circuit primaire principal. La surveillance de l'UTO sur le chantier, l'évolution de ce dossier de maintenance générique et les résultats des contrôles des réalisations ont été notamment vérifiés.

Réacteur 4

L'**inspection** du 3 février a porté sur la mise en place des recueils national et local recensant l'ensemble des textes applicables en période d'arrêt de réacteur. Les erreurs d'application de ces textes ont été examinées.

Réacteur 6

Un **incident** est survenu le 16 janvier : au cours de travaux dans des

galeries techniques situées sous les bâtiments d'exploitation du réacteur, un rejet incontrôlé d'effluents radioactifs de faible importance a eu lieu.

Ce rejet était constitué d'eau souterraine faiblement radioactive remontée dans les galeries lors de forages réalisés dans le cadre de travaux de consolidation en cours. La pollution souterraine en tritium, probablement due à des incidents de 1986 et 1991, est restée piégée depuis par les fondations des bâtiments et ainsi isolée de la nappe phréatique.

Dans le cadre du programme actuel de travaux, il était prévu de récupérer et de faire transiter ces effluents vers les bâches de contrôle et de rejet des effluents de l'îlot nucléaire ; à cause d'une erreur de manipulation, ces effluents ont été orientés vers un caniveau de rejet sans contrôle préalable.

La détection rapide de cette erreur a permis de limiter le rejet à un volume de l'ordre du millionième du rejet quotidien moyen du site en tritium.

Cet incident, sans conséquences mesurables sur l'environnement, est à rapprocher d'un précédent incident qui avait entraîné le 23 septembre 1997, lors de la phase initiale des mêmes travaux de consolidation, un rejet d'effluents de volume et d'activité plus importants mais néanmoins faibles par rapport aux rejets quotidiens du site.

En raison d'un rejet d'effluents sans contrôle de radioactivité, cet incident est classé au niveau 0 de l'échelle INES.

20

Grenoble (Isère)

► **Centre d'études du CEA**

Laboratoire d'analyse et de mesure d'activité (LAMA)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la modification du laboratoire chaud n° 1 pour y mettre en œuvre des échantillons de combustibles « peu refroidis » dans le cadre de l'expérimentation ADAGIO (lettre du 6 janvier).

**La Hague
(Manche)**

► **Etablissement COGEMA**

Ensemble du site

L'inspection du 9 février a permis de vérifier l'organisation mise en place par l'exploitant en cas de crise et les moyens du plan d'urgence interne (PUI) de 1996. Les inspecteurs ont contrôlé le suivi effectif des formations par les personnes ayant une responsabilité dans le cadre du PUI, les enseignements issus des exercices effectués en 1996 et en 1997, les modalités pratiques d'enclenchement du PUI, le grément des postes de commandement et les conditions d'évacuation du site. Une visite des matériels de télécommunication dans les locaux de crise a eu lieu. Il a été procédé à un contrôle par sondage des moyens de mesures du service de radioprotection disponibles dans le cadre du PUI.

– **Usine UP2 400**

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à procéder à la campagne de retraitement combiné de 24,4 tonnes de combustibles UOX et MOX irradiés provenant de la centrale nucléaire de Chooz (lettre du 16 janvier).

L'inspection du 11 février a permis de vérifier les dispositions de sûreté mises en œuvre à la suite de l'exploitation d'un seul dissolvant dans l'atelier HAO/Sud et de la campagne de traitement de combustibles MOX-CNA.

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

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le déchargement et l'entreposage dans l'atelier HAO/Nord d'assemblages combustibles du type MTR, irradiés dans le réacteur à haut flux (RHF) de l'Institut Laue-Langevin (ILL) de Grenoble et entreposés à Cadarache (lettre du 8 janvier).

Par délégation des ministres chargés de l'industrie et de l'environnement, le directeur de la sûreté des installa-

tions nucléaires a **autorisé** l'entreposage dans l'atelier NPH d'assemblages combustibles à base d'oxyde mixte UO₂-PuO₂ irradiés, selon des critères à caractère générique (lettre du 9 février).

MAU (atelier de séparation de l'uranium et du plutonium, de purification et de stockage de l'uranium sous forme de nitrate d'uranyle)

L'inspection du 12 février a porté sur l'application des règles générales d'exploitation et sur les suites données aux demandes de la DSIN.

BST1 (atelier de deuxième conditionnement et d'entreposage de l'oxyde de plutonium)

Une **inspection** a eu lieu le 25 février (cf. Le transport des matières radioactives).

– **Usine UP2 800**

Piscine C (piscine d'entreposage des éléments combustibles usés)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le transfert de 25 assemblages combustibles conditionnés en conteneurs spéciaux semi-étanches par le dispositif de transfert inter-piscines (unité de l'atelier piscine C) pour traitement dans l'usine UP3 (lettre du 23 janvier).

R2 (atelier de séparation de l'uranium, du plutonium et des produits de fission (PF), et de concentration des solutions de PF)

L'inspection du 14 janvier a permis de vérifier les conditions du démarrage de l'unité centralisée de traitement des déchets alpha (UCD). Cette installation permet de minimiser l'activité et le volume des stockages des déchets à vie longue. Autorisée pour une mise en actif en juin 1996 (exclusivement pour le traitement des déchets alpha issus du retraitement), l'exploitation a débuté en février 1997. Les thèmes abordés concernent les premiers bilans de l'exploitation et la prévention du risque de criticité. Les inspecteurs ont visité les matériels de cette installation située dans l'atelier R2 et vérifié par sondage le respect de prescriptions techniques de sûreté à partir de consi-

gnes et cahiers d'exploitation de cette unité.

R4 (en cours de construction)

L'inspection du 3 février a permis de vérifier le respect du processus d'assurance de la qualité dans le cadre de la réalisation des ouvrages mécano-soudés et de génie civil sur l'atelier en cours de construction.

A cet effet, les inspecteurs ont analysé le respect :

- des procédures liées au bétonnage par temps froid ;
- des prescriptions liées aux essais sur les bétons ;
- des dispositions liées aux modifications d'ouvrages ;
- des règles de soudage et de contrôle des ouvrages ainsi réalisés.

Après un exposé en salle, les inspecteurs ont vérifié la mise en œuvre de ces dispositions sur le terrain.

– **Usine UP3**

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

Un **incident** est survenu le 20 février : alors qu'ils pénétraient dans une cellule de maintenance de l'atelier, deux opérateurs chargés du démontage d'un échafaudage ont été avertis par leurs dosimètres à alarme de conditions anormales d'irradiation, provoquées par le maintien par erreur en position ouverte d'une porte blindée isolant une zone comportant un risque d'irradiation.

L'atelier T1 est un atelier de cisailage-dissolution. C'est un atelier mécanique et chimique de retraitement de combustibles usés.

Il a été procédé dans cet atelier au remplacement du porte-lames d'une cisaille ; à l'issue d'opérations de cette nature, il convient de refermer la porte blindée destinée à isoler la cellule de maintenance de tout risque d'irradiation. En l'occurrence, la porte a été par erreur consignée en position ouverte et le contrôle prévu avant toute intervention dans la cellule n'a pas été réalisé.

Les deux intervenants ont quitté la cellule immédiatement après le déclenchement de leurs dosimètres à alarme ; ils ont intégré des doses de 1 et 4 microsieverts qui correspondent à moins d'un dix-millième de la limite annuelle réglementaire.

En raison du non-respect d'une procédure de contrôle destinée à prévenir le risque d'irradiation, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

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

Par délégation des ministres chargés de l'industrie et de l'environnement, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en actif de l'unité de traitement des déchets solides de l'atelier T4 (lettre du 18 février).

L'**inspection** du 24 février a permis l'examen des prescriptions techniques et des règles générales d'exploitation de l'atelier. Elle a été l'occasion de vérifier le respect des exigences et le fonctionnement relatifs à l'unité de dissolution de Pu hors norme. Les inspecteurs ont visité la tour d'entreposage des fûts de déchets et les locaux de l'atelier. Un point sur les travaux de génie civil de tenue au séisme du sas destiné aux camions a été réalisé.

22

Marcoule
(Gard)

► **Centre d'études du CEA**

Ensemble du site

La Commission locale d'information s'est réunie le 4 février (cf. En bref... France).

Réacteur Phénix (filère à neutrons rapides)

Phénix, première centrale française à neutrons rapides de taille industrielle, en service à Marcoule depuis 1973, constitue pour le CEA un outil privilégié pour réaliser à moyen terme les expériences de transmutation prévues par le premier axe de la loi du 30 décembre 1991 sur les déchets radioactifs. L'exploitant souhaite donc faire fonctionner la centrale jusqu'en 2004 de façon à disposer de résultats exploitables d'ici 2006, délai prévu par la loi.

La DSIN, dans la continuité de la première réévaluation de sûreté de l'installation intervenue en 1986, et à la suite des événements de baisse bru-

tales de réactivité survenus en 1989 et 1990, a souhaité que, dans la perspective de la poursuite de son exploitation, un point d'ensemble soit fait sur l'état de sûreté du réacteur et son aptitude à poursuivre son fonctionnement à moyen terme, compte tenu, d'une part, du vieillissement en service des matériels, et, d'autre part, de l'évolution des codes et règles de construction.

D'une façon générale, l'exploitant a, à ce jour, mené à bien l'ensemble des expertises, études, contrôles et travaux de remise à niveau de l'installation (cf. Contrôle n° 121).

Après examen de l'ensemble des dossiers par l'appui technique de l'Autorité de sûreté (l'IPSN) et avis du Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a indiqué, le 31 décembre 1997, qu'il considérait que la reprise du fonctionnement en puissance de Phénix pouvait intervenir prochainement aux conditions suivantes : d'une part, que l'exploitant prenne préalablement en considération un certain nombre de recommandations, et, d'autre part, qu'à court terme soit réalisé in situ un contrôle non destructif des soudures circulaires de la virole conique du supportage du cœur, suivant un procédé maintenant mis au point et pour lequel l'appareillage nécessaire est en cours de réalisation.

Compte tenu de l'état de disponibilité des boucles secondaires, l'exploitant peut envisager d'engager au second trimestre 1998 un nouveau cycle de fonctionnement prévu aux deux tiers de la puissance normale, cycle à l'issue duquel les résultats expérimentaux engrangés devront être exploités de façon approfondie en vue de l'orientation à donner au programme global d'irradiations destiné à répondre au premier axe de la loi sur les déchets radioactifs.

A l'issue de ce premier cycle, une nouvelle période d'arrêt de fonctionnement, nécessitée par la réalisation des visites et contrôles décennaux réglementaires, permettra en outre de réaliser le contrôle in situ des soudures de la virole de supportage du cœur. Durant cette période l'exploitant devrait également mener à bien les derniers travaux restant à effectuer, notamment la mise en place dans le réacteur des nou-

veaux échangeurs intermédiaires, ainsi que le renforcement de certains bâtiments vis-à-vis du séisme.

L'**inspection** du 13 février a été consacrée aux modifications apportées au circuit d'ultime secours destiné à permettre le refroidissement du cœur en cas de perte de toutes les autres sources froides.

L'**inspection** du 24 février a concerné certaines des modifications devant être réalisées avant remontée en puissance : implantation du système d'arrêt complémentaire, transformation de l'arrêt rapide en arrêt d'urgence, amélioration de la protection des générateurs de vapeur en cas de réaction sodium/eau. Elle a également permis d'examiner les consignes incidentelles et accidentelles.

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

L'**inspection** du 27 février a permis de vérifier, lors de l'ouverture du chantier d'extension, le confinement statique et dynamique de l'installation. Pour cela, une vérification du contrôle périodique de la ventilation et de la maintenance a été réalisée.

► **SOCODEI Installation de traitement de déchets CENTRACO (en construction)**

L'**inspection** du 29 janvier a permis de vérifier les procédures et les consignes mises en place par l'exploitant à partir des règles générales d'exploitation en cas d'incendie sur l'installation. Une visite spécialement orientée sur le pilotage de la ventilation en cas d'incendie a eu lieu.

26

Nogent-sur-Seine
(Aube)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

Une **réunion technique** s'est tenue le 6 janvier entre les représentants du site, de la DRIRE Champagne-Ardenne et de l'IPSN sur les dispositions locales de maintenance applicables pour les arrêts de réacteur en 1998.

29

Paluel
(Seine-Maritime)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Le bureau de la Commission locale d'information auprès des centrales de Paluel et de Penly s'est réuni le 13 janvier (cf. En bref... France).

Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 1^{er} janvier : alors que le réacteur était à l'arrêt, la réalisation d'un essai périodique a conduit à rendre indisponible le groupe turbo-alternateur d'ultime secours (LLS).

Le groupe turbo-alternateur d'ultime secours LLS permet, en cas de défaillance de toutes les autres sources d'alimentation électrique, de fournir la puissance électrique nécessaire à l'éclairage de la salle de commande, au système de maintien de l'inventaire en eau dans le circuit primaire principal et à la circulation de l'eau dans ledit circuit.

En fin d'arrêt, l'exploitant doit procéder à un essai « en survitesse » de ce groupe turbo-alternateur d'ultime secours LLS afin d'en vérifier les protections.

Un non-respect de la planification du processus de délivrance de l'autorisation d'intervention, et un défaut de coordination entre l'équipe intervenante et la salle de conduite, ont rendu ce système indisponible pendant quarante minutes, alors qu'il était requis au titre des spécifications techniques d'exploitation (STE) dans l'état considéré du réacteur.

Compte tenu d'une succession de défaillances révélatrice d'une lacune de culture de sûreté, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

30

Penly
(Seine-Maritime)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Le bureau de la Commission locale d'information auprès des centrales de Paluel et de Penly s'est réuni le 13 janvier (cf. En bref... France).

L'**inspection** du 9 janvier a permis d'examiner les conditions dans lesquelles est assuré le confinement des fluides radioactifs. Après avoir fait le point sur quelques incidents mettant en cause le confinement des liquides radioactifs, le suivi des eaux souterraines effectué par le site, et l'utilisation des réservoirs et des manchettes mobiles, les inspecteurs ont effectué une visite d'installations.

L'**inspection** inopinée du 21 janvier a permis de vérifier le respect des engagements pris par l'exploitant en matière de gestion de ses déchets.

L'**inspection** du 22 janvier a permis d'examiner l'organisation de la conduite durant les phases d'arrêt des réacteurs.

L'**inspection** du 24 février a permis de vérifier l'application par l'exploitant des prescriptions fixées par les textes applicables lors des arrêts de réacteur.



Phénix
(Vosges)

32

Romans-sur-Isère
(Drôme)

► Usine FBFC (usine de fabrication de combustibles nucléaires)

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

- la mise en service de nouvelles unités de travail (lettre du 2 février) ;
- le lancement de la campagne de fabrication KNK5 de combustibles pour réacteurs expérimentaux à partir d'uranium très enrichi (lettre du 20 février).

L'**inspection** du 28 janvier a porté sur les alimentations électriques. Elle a permis de vérifier l'état général des équipements électriques et l'organisation mise en œuvre par l'exploitant pour gérer la maintenance et faire face aux situations dégradées. L'efficacité réelle des systèmes de reprise en secours en cas de perte des sources des alimentations électriques normales a également été examinée.

Du 9 février au 31 mars s'est déroulée une enquête publique sur l'actualisation des autorisations de rejet des effluents liquides et gazeux radioactifs et chimiques de l'établissement (arrêté préfectoral du 13 janvier). L'engagement d'une nouvelle procédure d'autorisation, avec enquête publique, est à l'initiative de l'Autorité de sûreté nucléaire, pour les raisons principales suivantes :

- intégrer les rejets chimiques conformément à la nouvelle réglementation (décret n° 95-540 du 4 mai 1995) ;
- redéfinir des limites qui tiennent compte du retour d'expérience et du niveau technologique atteint dans les installations, ainsi que des évolutions envisageables, aussi bien au niveau des productions que de la nature des matières nucléaires mises en œuvre.

L'**inspection** réalisée le 13 février a permis de vérifier les conditions d'exploitation des ateliers de crayonnage et d'assemblage des éléments combustibles destinés aux réacteurs nucléaires à eau sous pression. A l'intérieur de ces ateliers sont effectuées les différentes opérations qui conduisent à l'achèvement des éléments combustibles : fabrication des crayons combustibles, des tubes guides et des squelettes, assemblage et contrôles divers sur l'élément terminé, entreposage avant expédition. La conformité des installations au dossier de sûreté, l'application des règles générales d'exploitation et le respect des prescriptions techniques ont été examinés par les inspecteurs.

Le 20 février, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à effectuer une campagne de fabrication, mettant en œuvre un lot d'uranium enrichi à 20 % en isotope 235 et dont la composition, concernant les autres isotopes, est légèrement supérieure à la spécification de l'uranium décrite dans le rapport de sûreté de l'usine de fabrication d'éléments combustibles pour les réacteurs de recherche. La masse d'uranium à mettre en œuvre est de 145 kg.

Le 23 février, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à entreprendre une campagne de fabrication de combustibles à base d'uranium issu du traitement des combustibles usés. La campagne portait sur vingt tonnes d'uranium.

Saclay
(Essonne)

► Centre d'études du CEA

Réacteur Osiris

Une **inspection** sur la protection contre le risque d'incendie a eu lieu le 21 janvier. Après avoir fait le point sur la formation des agents ayant à intervenir en cas de feu et sur les suites de la précédente visite réalisée sur le même thème, les inspecteurs se sont rendus dans différents locaux de l'installation afin d'examiner, notamment, la qualité de la sectorisation.

Réacteur Orphée

Une **inspection** a eu lieu le 20 février afin de vérifier le respect des documents de sûreté relatifs à la protection contre les rayonnements. Dans ce cadre, les inspecteurs se sont plus particulièrement intéressés aux contrôles effectués sur les chaînes de mesure du niveau d'irradiation et de contamination dans l'installation. Une part importante de la visite a également été consacrée à l'examen de la convention signée entre le service d'exploitation du réacteur Orphée et le laboratoire Léon Brillouin, qui utilise les faisceaux de neutrons partant du cœur à des fins de recherche. Cette convention définit notamment les responsabilités de chaque entité concernant la manipulation de divers matériels de l'installation et la formation à la radioprotection des expérimentateurs.

Zone de gestion des effluents radioactifs liquides

Un **incident** est survenu le 6 février : lors de vérifications demandées par la DSIN, l'exploitant a découvert que certaines alarmes concernant des éléments importants pour la sûreté avaient fait l'objet de réglages non conformes aux spécifications en vigueur et que, par conséquent, les opérations de bitumage effectuées en 1997 l'avaient été dans cette configuration erronée.

La zone de gestion des effluents radioactifs liquides regroupe les moyens de collecte des effluents de faible (FA), moyenne (MA) et haute (HA) activité. Elle dispose également de moyens de traitement par évapora-

tion des effluents FA et MA. Les concentrats résultant de l'évaporation sont conditionnés dans une installation d'enrobage dans du bitume.

L'autorisation d'exploitation de cette installation a été suspendue par la DSIN le 10 avril 1997, compte tenu des écarts constatés lors de l'inspection du 7 avril en ce qui concerne la maîtrise du risque incendie et l'absence de prise en compte des enseignements issus de l'accident survenu à Tokai-Mura au Japon le 11 mars 1997, dans une installation utilisant un procédé de bitumage analogue à celui de l'installation considérée. Afin de se prononcer sur le redémarrage de cette installation, la DSIN a demandé à l'exploitant de procéder à un ensemble d'investigations sur les conditions dans lesquelles s'est déroulée la dernière campagne d'exploitation et d'apporter des justifications concernant des paramètres importants pour la sûreté.

C'est à l'occasion de ces investigations qu'ont été découverts le 6 février des réglages d'alarmes erronés en ce qui concerne :

- la température de coulée du bitume ;
- la température dans la goulotte ;
- le taux de sel dans les fûts.

Des investigations complémentaires sont en cours pour savoir si d'autres écarts se sont produits lors de la dernière période d'exploitation.

Compte tenu du non-respect des limites de fonctionnement autorisées, et sous réserve des résultats des investigations complémentaires en cours, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Zone de gestion des déchets radioactifs solides

Un **incident** est survenu le 23 janvier : l'exploitant de l'installation s'est rendu compte que le niveau de radioactivité d'un conteneur était supérieur aux limites prescrites.

La zone de gestion des déchets radioactifs solides du Centre d'études du CEA regroupe les installations d'entreposage et de traitement des déchets produits essentiellement par les réacteurs, les laboratoires et les ateliers implantés sur le Centre de Saclay. Les entreposages se font en piscines, en puits et en massifs. Le traitement des déchets de haute activité est effectué dans le bâtiment 120 où sont réalisées des opérations de tri et de conditionnement.

Les prescriptions techniques prévoient que les conteneurs reçus pour traitement dans la cellule de tri du bâtiment 120 de l'installation ne doivent pas contenir une activité en césium 137 supérieure à 185 TBq.

Or, lors d'un contrôle de second niveau effectué le 23 janvier, il est apparu que l'un des conteneurs, reçu le 12 janvier, présentait une activité supérieure à la limite prescrite. En effet, la fiche de renseignements techniques de ce conteneur mentionnait une activité de 464 TBq. Cette information n'a pas été prise en compte lors de sa réception par les opérateurs.

Cet incident, déclaré par l'exploitant le 26 janvier, n'a eu aucune conséquence ni sur le personnel, ni sur l'environnement.

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

L'**inspection** du 27 janvier réalisée à la station de traitement des effluents liquides et à la station de traitement des déchets solides a porté sur l'assurance de la qualité des colis de déchets destinés au stockage de surface de l'ANDRA.

Le laboratoire d'analyse LCEP et les locaux destinés à la réception, à l'entreposage, au conditionnement et à la mesure d'activité des colis de faible et moyenne activité ont été visités.

Laboratoire d'études des combustibles irradiés (LECI)

L'**inspection** du 10 février a permis de vérifier les dispositions mises en œuvre en matière de lutte contre l'incendie.

Laboratoire de haute activité (LHA)

Un **incident** est survenu le 2 février : cinq agents présents dans la cellule 3 des laboratoires de haute activité ont été contaminés par du tritium lors du conditionnement de verrerie en fût de déchets.

Les déchets provenaient de matériels expérimentaux situés dans une boîte à gants et destinés à la manipulation de tritium à forte activité spécifique. A l'issue des expérimentations, le matériel, pour l'essentiel en verre, avait été démonté et dégazé au sein même du poste de travail. Lors de la mise en fût et du compactage des déchets, un dégazage inattendu de vapeur d'eau résiduelle fortement tritiée s'est produit.

Cet incident a mis en évidence une lacune dans la procédure relative aux opérations de dégazage qui ne permet pas de garantir l'absence de vapeurs résiduelles d'eau tritiée dans les déchets avant leur évacuation.

Les premiers examens auxquels l'exploitant a soumis les cinq personnes présentes au moment de l'incident révèlent que l'agent ayant manipulé les déchets a incorporé une fraction comprise entre le trentième et le dixième de la limite annuelle d'incorporation (LAI) du tritium. Deux autres agents ont incorporé une fraction inférieure au trentième de la LAI, et les deux derniers agents ont incorporé une quantité négligeable. Par ailleurs, cet incident a conduit au rejet dans l'environnement d'environ 0,1 térabecquerel de tritium sous forme de vapeur d'eau (à comparer à la limite annuelle de rejet autorisée 550 TBq).

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

Irradiateur Poséidon

L'**inspection** du 26 février a permis de vérifier :

- la réalisation des contrôles et essais périodiques sur les éléments de sûreté de l'installation ;
- le respect des prescriptions applicables aux ICPE (installations classées pour la protection de l'environnement) concernant les installations de greffage d'ébauches de cotyles.

► Usine de production de radioéléments artificiels - CIS bio international

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en actif des laboratoires 19 et 20 destinés respectivement au traitement de cibles irradiées et à la production de solutions de samarium 153 (lettre du 17 février).

Une **inspection** a eu lieu le 9 février (cf. Le transport des matières radioactives).

Un **incident** est survenu le 12 février : un opérateur de l'usine de production de radioéléments de CIS bio international a été exposé pendant quelques secondes à une source radioactive.

CIS bio international est une entreprise qui produit des radioéléments à usage biomédical et des sources ra-

dioactives à usage médical ou industriel.

Le 12 février, l'opérateur chargé de récupérer un flacon supposé vide s'est aperçu après quelques secondes - visuellement, puis par le déclenchement des balises de radioprotection installées dans la pièce - de la présence d'une source à l'intérieur du flacon qu'il a immédiatement remplacé en lieu sûr.

La source radioactive était une source scellée de césium 137, d'activité égale à 0,185 TBq, restée à cause d'une erreur de manipulation dans un flacon après une opération de contrôle de ses caractéristiques.

L'exposition subie par l'opérateur estimée par l'OPRI aux valeurs suivantes :

- au niveau des mains, entre 50 et 400 millisieverts (soit entre 10 et 80 % de la limite annuelle réglementaire) ;
- au niveau du corps entier, entre 0,2 et 0,4 millisievert (1 à 3 % de la limite trimestrielle).

L'opérateur, au moment de l'incident, ne portait pas son dosimètre électronique à alarme et n'a pas utilisé de détecteur d'irradiation avant de se saisir du flacon. Ces deux moyens auraient permis de pallier les conséquences de l'erreur initiale de manipulation de la source radioactive.

Ce cumul de défaillances, révélateur d'un manque de culture de sûreté, justifie le classement de cet incident au **niveau 1** de l'échelle INES.

35

Saint-Alban (Isère)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le 22 janvier (cf. En bref... France).

L'**inspection** du 9 janvier a permis d'examiner le caractère opérationnel de l'organisation mise en place par l'exploitant dans le cadre du plan d'urgence interne (PUI). Les inspecteurs ont abordé les aspects relatifs à l'organisation, au plan sanitaire, à la formation, aux exercices et à la surveillance de l'environnement. Une visite de certaines installations a eu lieu (local de repli, balises, etc.).

L'**inspection** du 6 février a permis de s'assurer que le système de sur-

veillance des rejets gazeux dans l'environnement et le système de chaînes de mesures neutroniques étaient exploités et entretenus conformément aux règles en vigueur.

L'**inspection** du 25 février a permis de contrôler l'efficacité de la démarche mise en place par l'exploitant pour respecter les exigences du chapitre IX des règles générales d'exploitation relatif aux essais périodiques des matériels importants pour la sûreté.

Au cours d'une **réunion** tenue le 27 février, l'exploitant a présenté aux représentants locaux de l'Autorité de sûreté le bilan du site pour l'année 1997. Les problèmes de radioprotection, d'autorisation de prise et de rejets d'eau, de réglementation du travail et surtout de sûreté ont été particulièrement développés.

36

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

► Centrale EDF

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

Les opérations de mise à l'arrêt définitif de chacun des deux réacteurs se poursuivent suivant le programme prévu ; ainsi sont en cours de réalisation :

- sur le réacteur 1, le décalorifugeage des circuits de CO₂, et les opérations d'assainissement du hall piscine ;
- sur le réacteur 2, des opérations d'assainissement de certains locaux du bâtiment combustible ;
- sur les deux réacteurs, des travaux de réfection des parties basses du bardage des nefs piles.

Au cours de l'**inspection** réalisée le 4 février, l'exploitant a présenté l'organisation mise en place pour assurer la formation des agents au métier de « démantelateur », notamment en termes de formation à la surveillance des prestataires et à l'analyse préalable des risques.

Centrale B

L'**inspection** du 12 février a permis de s'assurer par sondage que l'exploitant avait bien identifié, dans le cadre de la préparation de l'arrêt pour rechargement du réacteur 1,

tous les écarts par rapport au référentiel du programme d'arrêt. Les inspecteurs ont vérifié certaines justifications d'erreurs figurant dans le recueil local et se sont fait présenter l'organisation générale du site et celle mise en place au sein de deux services (mécanique/chaudronnerie et automatisme/électricité) afin de prendre en compte les nouveaux textes applicables lors des arrêts de réacteur.

L'inspection du 18 février a permis l'examen des notes d'organisation relatives à la métrologie appliquée aux capteurs IPS et leur application sur le terrain.

Réacteur B1

Un incident est survenu le 12 janvier : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté qu'un capteur de débit équipant l'un des 3 générateurs de vapeur était déréglé, ce qui est contraire à ce que requièrent les spécifications techniques d'exploitation (STE).

Un générateur de vapeur est un échangeur thermique entre l'eau du circuit primaire, portée à haute température (320 °C) et pression élevée (155 bar) dans le cœur du réacteur et l'eau du circuit secondaire qui se transforme en vapeur et alimente la turbine. Afin de mesurer le débit secondaire, chaque générateur de vapeur est équipé de capteurs spécifiques de débit.

Le 22 décembre, lors de la réalisation d'un essai périodique annuel, l'un de ces capteurs a été trouvé déréglé. Aucune action de mise en position de sécurité n'a été engagée immédiatement.

Un nouvel essai a été reprogrammé et réalisé le 12 janvier. Le capteur a de nouveau été trouvé déréglé et, cette fois, été réétalonné.

En raison du non-respect des STE démontrant un défaut de culture de sûreté de l'exploitant qui n'a pas réagi immédiatement, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

37

Soulaines-Dhuys (Aube)

► Centre de stockage de l'Aube

L'inspection du 29 janvier a porté sur la maîtrise de la capacité radio-

logique des ouvrages de stockage des colis de déchets.

Les inspecteurs ont examiné l'organisation mise en place par l'exploitant pour :

- l'évaluation de l'activité radiologique des colis en provenance des producteurs ;
- la vérification de leur acceptabilité en vue du stockage ;
- leur suivi sur le site ainsi que l'archivage des informations relatives à leur stockage.

38

Strasbourg (Bas-Rhin)

► Réacteur universitaire (RUS-Université Louis Pasteur)

L'exploitant a informé l'Autorité de sûreté de l'arrêt du réacteur depuis le 23 décembre 1997 en vue de son déchargement définitif, dont les modalités sont à l'étude.



Superphénix (Voir Creys-Malville)

39

Tricastin/Pierrelatte (Drôme)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Le 5 février, le directeur de la sûreté des installations nucléaires, accompagné de plusieurs collaborateurs, a animé sur le site du Tricastin deux réunions auxquelles ont participé différentes catégories de personnel de la centrale et de quelques-uns de ses prestataires d'une part, et d'autre part des autres industriels du site : COGEMA, FBFC, Eurodif, BCOT et SOCATRI. Ces deux réunions de présentation de l'Autorité de sûreté ont été suivies d'un débat ouvert à tous les sujets concernant le nucléaire civil.

L'inspection du 29 janvier a permis d'apprécier la prise en compte par l'exploitant de la politique des services centraux d'EDF dans le domaine du facteur humain. Cette politique, qui laisse une très grande

latitude d'action aux sites, vise principalement à améliorer le comportement des agents. Les inspecteurs ont plus particulièrement examiné l'organisation mise en place, les outils utilisés (analyse des incidents sous l'angle particulier du facteur humain, autodiagnostic, etc.), ainsi que le bilan des actions engagées.

Réacteur 1

Le réacteur, à l'arrêt depuis le 6 décembre 1997 pour maintenance et renouvellement d'une partie du combustible, a été **autorisé** à redémarrer le 15 janvier.

Réacteur 4

Un incident est survenu le 16 février : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté qu'un contrôle de bon fonctionnement de plusieurs vannes assurant l'isolement de l'enceinte n'avait pas été réalisé suivant la périodicité requise par les spécifications techniques d'exploitation.

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

Une erreur de transcription dans l'état d'avancement du contrôle de fermeture automatique de certaines vannes appartenant à un circuit de prélèvements d'eau pour analyse a empêché la réalisation de ce contrôle fixé au 9 février.

Ce contrôle, effectué dès la découverte de cette erreur, a permis de constater le bon fonctionnement des vannes concernées.

En raison d'un manque de culture de sûreté, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Le réacteur, à l'arrêt depuis le 21 février pour maintenance et renou-

vement d'une partie du combustible, a redémarré le 28 mars.

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

Un **incident** est survenu : le 19 janvier et le 21 février, les appareils de détection et de mesure équipant la cheminée de rejet des effluents gazeux de l'installation ont enregistré un dépassement respectivement pendant 10 et 6 minutes du seuil autorisé pour le rejet des oxydes d'azote.

L'installation TU5 transforme le nitrate d'uranyle en oxyde d'uranium, forme solide aisément entreposable, et en acide nitrique recyclé à l'établissement COGEMA de La Hague. Au cours des réactions chimiques mises en œuvre dans le procédé industriel de TU5, des vapeurs nitreuses, contenant des oxydes d'azote, se forment en quantité plus ou moins importante, selon le rendement des réactions chimiques.

Le 19 janvier comme le 21 février, un lavage incomplet du produit en cours de traitement (pulpe d' UO_4) a entraîné une libération hors norme d'oxydes d'azote au moment où la pulpe d' UO_4 est transformée en oxyde d'uranium (U_3O_8), par craquage dans un four de calcination. Le dépassement du seuil (respectivement 166 mg/m³ et 163 mg/m³, pour 150 autorisés) a eu lieu bien que l'installation ait été préalablement arrêtée par les opérateurs sur indication d'une pré-alarme.

Ces incidents n'ont pas mis en cause la sûreté. En particulier les seuils de radioactivité n'ont pas été dépassés et le personnel ainsi que l'environnement n'ont subi aucune conséquence.

De tels dépassements se sont déjà produits, en mars et en juin 1996.

L'exploitant travaille à la réalisation d'un équipement destiné au traitement des effluents de l'unité TU5 (cf. Contrôle n° 120) qui à terme devrait permettre d'éviter définitivement le renouvellement de ce type d'incident.

En raison de la transgression d'une limite réglementaire et de la répétition de ces dépassements, ces deux **incidents** ont été classés au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'**inspection**, réalisée le 21 janvier sur l'installation de défluoration d'uranium naturel appauvri, a porté sur l'exploitation des équipements et le respect des prescriptions de l'arrêté d'autorisation.

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

L'**inspection** du 11 février a permis de s'assurer de la qualité des essais périodiques des matériels importants pour la sûreté prescrits par les règles générales d'exploitation.

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

Un **incident** est survenu le 12 février : la société SOCATRI, filiale de la COGEMA, a informé l'Autorité de sûreté que l'installation qu'elle exploite sur le site de Bollène dans le Vaucluse était à l'origine d'une pollution de la nappe phréatique par du chrome.

Outre des activités de maintenance nucléaire, la société SOCATRI exploite une installation de traitement de surface de pièces métalliques par dépôt électrolytique à base de chrome pour des industriels du secteur de la mécanique.

Cette pollution, qui pourrait être ancienne, a pour origine probable des

infiltrations liées à une fissuration de cuve ; elle serait contenue dans la zone de pompage de la nappe située à l'aplomb de l'installation, pompage mis en place lors de la création des installations pour éviter de solliciter les infrastructures des bâtiments.

Les mesures effectuées depuis le 12 février dans la nappe, en dehors de cette zone de pompage, ne montrent pas de pollution significative, et il n'a pas été utile de prendre des mesures conservatoires pour la protection de la santé publique.

Lors de l'inspection effectuée le jour même de la déclaration de l'incident, l'Autorité de sûreté a pris, à l'encontre de l'exploitant, les mesures administratives nécessaires pour faire cesser la pollution et traiter la nappe polluée et transmettra à l'Autorité judiciaire les procès-verbaux correspondants.

S'agissant d'une pollution non radioactive, cet incident n'a pas été classé sur l'échelle INES.

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

Par délégation du ministre de l'industrie et du ministre de l'environnement, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **notifié** à l'exploitant de nouvelles prescriptions techniques applicables aux réalisations nouvelles ou aux modifications intervenues dans les installations (lettre du 2 février).

L'**inspection** du 22 janvier a été consacrée à la gestion des déchets solides produits par l'usine d'enrichissement. Les conditions d'élimination des déchets radioactifs et non radioactifs ont particulièrement été examinées.

Réunions et inspections hors installations nucléaires

Une **réunion technique** a été organisée le 7 janvier dans les locaux du BCCN ; EDF a présenté les résultats des expertises destructives réalisées sur les tubes de générateurs de vapeur extraits en 1997.

Une **réunion technique** s'est tenue au BCCN, le 14 janvier avec EDF pour faire le point sur le dossier relatif à la fissuration des tronçons de tuyauteries du circuit d'injection de sécurité, après la découverte fin 1997 de nouvelles fissures sur un tronçon du réacteur 1 de Dampierre remplacé pour cette raison début 1998. EDF a présenté un programme d'étude visant à améliorer la compréhension des paramètres importants du phénomène, et les modifications envisagées pour supprimer les sollicitations supposées être à l'origine de ces fissures.

Le 15 janvier, une **réunion technique** s'est déroulée à Paris avec l'EPN pour analyser le retour d'expérience d'exploitation des faisceaux tubulaires des générateurs de vapeur et discuter des évolutions envisagées par EDF au niveau du programme de contrôle en service de ces appareils en 1999.

Au cours d'une **réunion technique** organisée le 15 janvier, EDF a présenté le bilan de l'année 1997 des contrôles des adaptateurs de couvercles de cuves, ainsi que le programme de contrôle pour l'année 1998. Le programme pour l'année 1998 des remplacements de couvercle par des couvercles équipés de traversées en inconel 690 a également été examiné.

Le 20 janvier, le BCCN a procédé à une **visite technique** dans l'usine de Montbard du Groupe DMV, fournisseur de Framatome pour les tuyauteries auxiliaires destinées à la centrale de Lingao. La réunion a notamment porté sur l'organisation du contrôle des sous-traitants de DMV.

Le 21 janvier, une **visite technique** a été organisée à l'usine Tecphy de Firminy pour vérifier les conditions de forgeage des barres destinées à la fabrication de corps de clapets et de vannes GEC-Alsthom Velan pour les circuits de la centrale chinoise de Lingao et pour des pièces de rechange du palier N4.

Le 27 janvier, le BCCN a réalisé une **visite technique** à la tôlerie de Creusot-Loire Industrie afin de vérifier l'application de l'arrêté de 1974 à la fabrication des plaques de partition des générateurs de vapeur destinés à la centrale chinoise de Lingao.

Une **réunion technique** a été organisée le 27 janvier à Dijon avec l'EPN pour examiner l'état d'avancement des travaux sur les mesures préventives et curatives envisagées par EDF pour anticiper les problèmes que pourraient poser les zones du circuit primaire principal comportant de l'inconel 600.

Le 29 janvier, une **réunion** a été organisée à Paris pour présenter au Groupe des laboratoires d'EDF les remarques de l'Autorité de sûreté sur la nouvelle organisation et le nouveau manuel d'assurance de la qualité de cette unité de l'EPN.

Le 29 janvier, le BCCN a réalisé une **visite technique** à l'atelier de la forge de Creusot-Loire Industrie pour vérifier l'application de la réglementation à la fabrication de pièces de couvercles et générateurs de vapeur de remplacement pour le parc des réacteurs de 900 et 1300 MWe.

Le 29 janvier, le BCCN a effectué une **visite technique** dans les ateliers de Jeumont-Industrie pour examiner les conditions de qualification de l'outillage de dépose des hydrauliques des pompes primaires du palier 1300 MWe. Une première mise en œuvre industrielle est prévue en 1998 sur le site de Belleville.

Le 29 janvier le protocole régissant l'intervention du BCCN dans le contrôle de la construction de la chaufferie du sous-marin SNG4 a été signé entre le BCCN et le maître d'ouvrage principal de la DGA.

Au cours d'une **réunion technique** qui s'est tenue le 2 février dans les locaux du BCCN, Framatome a présenté les résultats de son plan d'action destiné à pallier les difficultés rencontrées lors d'une opération de soudage effectuée à l'occasion des remplacements de couvercles de cuve.

Le 2 février une **réunion technique** a été organisée avec EDF dans les locaux du BCCN pour examiner les actions prévues afin de garantir la qualité du forgeage de pièces destinées à des clapets de rechange Bouvier Darling. A la suite d'une visite technique chez Forgeval, sous-traitant du forgeage, en novembre 1997, le BCCN avait été conduit à bloquer les fabrications en cours.

Le 3 février s'est tenue une **réunion** avec l'exploitant de la centrale Phénix dans les locaux du BCCN sur la fabrication des échangeurs intermédiaires K, L, M chez GASI. La réunion a notamment porté sur l'analyse des conditions de fabrication et de contrôle des pièces forgées de ces matériels.

Le 9 janvier, les 5 et 6 février, se sont réunis des groupes de travail associant le BCCN, Framatome et EDF, et consacrés respectivement à la réflexion sur les exigences relatives aux matériaux des chaudières, aux coefficients de sécurité repris dans les analyses et au contrôle de l'administration. Ces groupes s'inscrivent dans le cadre de la refonte de l'arrêté de 1974 consacré à la construction et l'exploitation des circuits primaires et secondaires.

Une **réunion technique** a été organisée le 6 février dans les locaux d'EDF/UTO à Marne-la-Vallée pour établir les pratiques acceptables pour les analyses de nocivité en support du traitement des indications découvertes lors des arrêts de tranches des REP.

Le 10 février, une **réunion technique** a eu lieu au GDL à Saint-Denis. EDF a présenté à la DSIN les suites de la revue de conception des internes de générateurs de vapeur relatives à l'optimisation de la chimie de l'eau secondaire et à la prévention de la corrosion-érosion.

Une **visite technique** les 11 et 12 février dans l'usine de l'aciériste Böhler à Kapfenberg (Autriche) a permis d'examiner les conditions de fabrication des gaines et carters pour les mécanismes de commande de grappes utilisables en pièces de rechange pour différents paliers des REP.

Le 12 février, le BCCN a participé à une **réunion technique** avec la société Technicatome à Aix-en-Provence, consacrée à son organisation.

Le 17 février s'est tenue une **réunion technique** entre les représentants de la DSIN, des DRIRE Aquitaine, Centre et Champagne-Ardenne, et d'EDF sur les projets de chloration des circuits de refroidissement de certains réacteurs pour la prévention du développement d'amibes et les rejets associés.

L'**inspection** du 17 février s'est tenue à Saint-Louis (USA) chez ETM, sous-traitant du fabricant de combustible nucléaire Siemens fournisseur d'EDF. ETM réalise des composants pour les assemblages combustibles, en particulier des grilles et des embouts. Les inspecteurs ont essentiellement examiné la qualité de fabrication de pièces destinées à des assemblages de démonstration. Un assemblage combustible comprend 264 crayons combustibles réunis en un réseau carré de 17 x 17 crayons. Le squelette de l'assemblage est constitué par les 24 tubes-guides des crayons des grappes de commande fixés aux pièces d'extrémité inférieure et supérieure (embout), et par 7 ou 8 grilles de maintien des crayons combustibles répartis sur toute la hauteur de l'assemblage.

Une **inspection** s'est déroulée le 18 février au siège de l'ANDRA à Châtenay-Malabry. Elle portait sur l'organisation mise en place par l'ANDRA pour assurer l'archivage à long terme des documents concernant le Centre de la Manche.

Dans le cadre de la mise en application expérimentale des règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques des îlots nucléaires REP (RSEM 97), une **réunion technique** a eu lieu le 19 février, avec le Département maintenance et le Groupe des laboratoires d'EDF pour examiner les conditions de constitution des futurs dossiers de qualification des méthodes de contrôles non destructifs mis en œuvre sur les circuits primaires et secondaires principaux des centrales nucléaires françaises. Un point a également été fait sur le bilan des études de recherche et développement dans ce secteur.

L'**inspection**, réalisée les 19 et 20 février à l'usine Siemens de Richland (USA), a été consacrée à la qualification et à la qualité de réalisation de composants d'assemblages de démonstration. Ces assemblages sont conçus et assemblés dans les unités allemandes de Siemens (Erlangen et Lingen). L'usine de Richland doit assurer la fourniture des pastilles gadoliniées, des grilles améliorées ainsi que des embouts inférieurs. Ces assemblages devraient être introduits dans le réacteur 4 du Blayais au cours de cette année. Le gadolinium a la propriété d'absorber les neutrons. La répartition dans les assemblages combustibles de ces crayons, dits gadoliniés, a pour objectif d'améliorer la répartition du flux de neutrons dans le cœur du réacteur.

Le 26 février, des inspecteurs du BCCN ont procédé à une **inspection** inopinée dans les locaux de la Base froide opérationnelle de CREIL, utilisée par l'Unité technique opérationnelle pour stocker des pièces de rechange. Les inspecteurs ont examiné notamment les conditions de stockage et la gestion documentaire des pièces destinées au circuit primaire principal.

Le transport des matières radioactives

– Certificats délivrés

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

Requérant(s)	Cote du certificat	Type du certificat	Date du certificat	Référence du certificat	Type de transport
Transnucléaire	F/343/B(U)F-85Ac	Extension	08/01/98	DSIN/GRE/SD1/N° 3/98	Transport de déchets
CIS bio	F/295/B(U) Eg	Extension	22/01/98	DSIN/GRE/SD1/N° 7/98	Transport d'éléments de radiothérapie
Transnucléaire	F/521/X	Arrangement spécial	22/01/98	DSIN/GRE/SD1/N° 8/98	Transport d'éléments combustibles irradiés dans des réacteurs de recherche
Transnucléaire BNFL RSB Logistic NCS	F/538/AFj	Validation	02/02/98	DSIN/GRE/SD1/N° 17/98	Transport d'UF ₆
Transnucléaire	F/271/B(U)F-85Gh	Extension	03/02/98	DSIN/GRE/SD1/N° 18/98	Transport de combustibles irradiés de type REP ou REB
Transnucléaire	F/525/X	Arrangement spécial	04/02/98	DSIN/GRE/SD1/N° 20/98	Transport de combustibles neufs de type REP
Transnucléaire	F/323/B(U)F-85Cd	Prorogation	04/02/98	DSIN/GRE/SD1/N° 19/98	Transport de résidus vitrifiés issus du retraitement
Transnucléaire	F/290/B(U)F-85Ee	Prorogation	10/02/98	DSIN/GRE/SD1/N° 25/98	Transport de poudre de PuO ₂
Framatome	F/526/X	Arrangement spécial	13/02/98	DSIN/GRE/SD1/N° 26/98	Transport de combustibles neufs de type REP
Framatome	F/527/X	Arrangement spécial	13/02/98	DSIN/GRE/SD1/N° 27/98	Transport de combustibles neufs de type REP
Transnucléaire	F/270/B(U)F-85 Gk	Extension	20/02/98	DSIN/GRE/SD1/N° 32/98	Transport de combustibles MOX non irradiés de type REB
Transnucléaire	F/524/X	Arrangement spécial	20/02/98	DSIN/GRE/SD1/N° 33/98	Transport de crayons combustibles MOX non irradiés
CEA	F/523/X	Arrangement spécial	24/02/98	DSIN/GRE/SD1/N° 38/98	Transport d'effluents liquides
Framatome	F/528/X	Arrangement spécial	24/02/98	DSIN/GRE/SD1/N° 37/98	Transport de combustibles neufs de type REP
Transnucléaire	F/634/AF Aa	Validation	27/02/98	DSIN/GRE/SD1/N° 47/98	Transport d'UF ₆

– Incident de transport survenu dans le Var le 2 janvier

Le 2 janvier vers 6 h 15, un accident de circulation mettant en cause une camionnette a eu lieu sur la chaussée sud de l'autoroute A8 dans le Var. Le véhicule transportait quatre colis de matières radioactives, à destination de laboratoires médicaux.

Deux de ces colis contenaient respectivement :

- une source d'iode 131 ayant une activité de 0,6 GBq ;
 - une source de technétium 99m ayant une activité de 42 GBq.
- Ces deux colis sont restés intacts.

Les deux autres étaient garnis chacun de trois trousse de diagnostic contenant chacune un flacon d'iode 125 sous forme liquide, ayant une activité de l'ordre de 0,30 MBq. Trois de ces flacons ont perdu leur contenu lors du choc et les trois autres sont restés intacts.

Cet accident s'est traduit par la contamination de l'intérieur du véhicule, du bitume sous le véhicule et de la terre en bord de chaussée ; les contrôles n'ont montré aucune contamination des personnes (chauffeur et personnels d'intervention).

Le bitume et la terre contaminés ont été évacués vers le Centre d'études du CEA de Cadarache, et l'épave du véhicule a été mise en quarantaine sous surveillance de la gendarmerie.

Cet événement n'a pas eu de conséquence notable sur le public ni sur l'environnement.

- Les inspections

Cadarache (Bouches-du-Rhône)

Atelier de technologie du plutonium (ATPu)

L'**inspection** du 6 février a permis d'examiner l'organisation mise en place par l'exploitant pour assumer ses responsabilités d'expéditeur pour le transport de produits

radioactifs sur la voie publique (crayons combustibles MOX).

La Hague (Manche)

BST1 (atelier de deuxième conditionnement et d'entreposage de l'oxyde de plutonium)

L'**inspection** du 25 février a porté sur la vérification des dispositions prévues pour l'expédition de fûts de déchets vers le Centre de stockage de l'Aube (colis de type IP2) et de l'expédition de PuO₂ en colis FS 47 vers l'usine MELOX de Marcoule (colis de type B). Elle a permis de visiter l'unité de préparation et d'expédition des colis FS 47 au sein de l'atelier BST1.

Saclay (Essonne)

Centre d'études du CEA

L'**inspection** du 9 février a permis d'examiner la conformité à la réglementation des transports des colis impliqués dans le naufrage du navire Carla en novembre 1997.

En bref... France

Réunion du Groupe permanent « réacteurs »

Une délégation du Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs s'est rendue le 13 février, en compagnie d'une délégation du groupe homologue allemand la RSK, sur le site de Civaux pour visiter la maquette MAEVA d'enceinte de réacteur, dans la perspective de son utilisation pour préciser les caractéristiques de l'enceinte du réacteur du futur EPR.



Maquette MAEVA en construction

Réunion de la Commission locale d'information de Cadarache

La Commission locale d'information ainsi que les sous-commissions « communication » et « surveillance de l'environnement » se sont réunies le 20 janvier. Les travaux ont principalement porté sur le bilan des incidents de 1997 et les orientations à donner à la lettre de la CLI (CLIC) en ce qui concerne les choix éditoriaux et le public ciblé.

La sous-commission « communication » s'est à nouveau réunie le 4 février pour travailler sur le numéro 4 du CLIC.

Réunion de la Commission locale de surveillance de Fessenheim

Le 19 février, la Commission locale de surveillance (CLS) auprès du site a examiné les incidents qui ont affecté la centrale en 1997 ainsi que les modalités de prise en compte du facteur humain dans la démarche de sûreté de l'exploitant.

Réunion de la Commission locale d'information du Gard (Marcoule)

La Commission locale d'information s'est réunie le 4 février. Elle a fait le bilan des actions de ses sous-commissions en 1997 et a élaboré le programme de 1998.

Réunion du bureau de la CLI de Paluel/Penly

Le bureau de la Commission locale d'information auprès des centrales de Paluel et Penly s'est réuni le 13 janvier afin de faire une dernière relecture de la lettre d'information de la CLI et d'en présenter la maquette.

Exercice de crise à la centrale de Saint-Alban

Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le 22 janvier à la centrale de Saint-Alban. Cet exercice a permis de tester l'organisation que mettraient en place EDF et les pouvoirs publics pour faire face à un accident nucléaire.

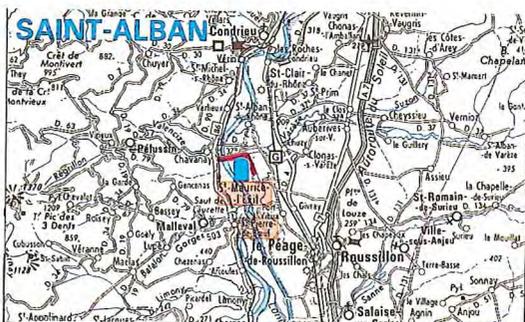
L'exercice s'est déroulé de 5 h à 12 h environ. Il a mobilisé principalement les équipes de crise :

- de la préfecture de l'Isère. Le poste de commandement fixe (PCF) mis en place à la préfecture de Grenoble regroupait les principaux services de l'Etat (pompiers, gendarmerie, DRIRE, DDE, DDASS, ...) et des représentants de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) du ministère de l'intérieur. Un point de regroupement et de gestion des moyens (PRGM) et un centre de presse de proximité ont été mis en place à Reventin-Vaugris. Une cellule de crise a également été mise en place à la préfecture de la Loire ;

- de la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), de son appui technique l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) et de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) de la région Rhône-Alpes ;

- d'EDF au niveau national et sur le site de Saint-Alban ;
- de la Direction générale de la santé (DGS) et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) qui a activé son centre de crise, situé dans ses locaux du Vésinet.

Les populations des communes de Saint-Maurice-l'Exil (Isère) et Saint-Pierre-de-Bœuf (Loire) ont été associées à l'exercice. Il a été notamment procédé à l'alerte (par la sirène fixe de Saint-Maurice-l'Exil et par le passage de véhicules équipés de haut-parleurs diffusant le code national d'alerte) et à la mise à l'abri d'une partie des habitants des deux communes (2 500 personnes à Saint-Maurice-l'Exil et 700 à Saint-Pierre-de-Bœuf).



La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice comprenait plusieurs défaillances successives sur le réacteur

nucléaire fictif numéro 3 de la centrale de Saint-Alban : l'indisponibilité du circuit de refroidissement de l'ensemble des systèmes, dit « source froide externe », provoquée par un colmatage par de la boue provenant du Rhône, puis une fuite apparue sur le circuit primaire du réacteur alors que les systèmes assurant la compensation des pertes d'eau et le refroidissement du cœur du réacteur étaient indisponibles, entraînant ainsi un risque de fusion du cœur.

A titre de précaution, la DSIN a recommandé au préfet de procéder à la mise à l'abri des populations dans un rayon de 2 km autour du site.

A 10 h 45, des moyens redondants assurant la compensation des fuites d'eau ont pu être mis en service, ce qui a permis la levée des mesures de protection des populations.

Aucun rejet radioactif n'a été détecté dans l'environnement.

La situation simulée aurait conduit à classer cet incident au niveau 3 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) qui compte 7 niveaux.

Une réunion d'évaluation générale de l'exercice réunissant l'ensemble des représentants des différents acteurs de l'exercice a eu lieu dans les locaux de la DSIN à Paris.



Relations internationales

AIEA

A l'invitation du directeur de la sûreté des installations nucléaires, une équipe d'experts internationaux, sous l'égide de l'AIEA, est venue à Paluel, du 12 au 29 janvier, effectuer une mission « OSART » (Operational Safety Assessment Review Team), c'est-à-dire une expertise de la sûreté en exploitation de cette centrale. Cette mission est la neuvième de ce type en France, après celles de Tricastin, Saint-Alban, Blayais, Fessenheim, Gravelines, Cattenom, Flamanville et Dampierre. L'expertise porte sur un ensemble de thèmes relatifs à la sûreté en exploitation : organisation et gestion de la centrale, formation du personnel, conduite, maintenance, appui technique, radioprotection, chimie, préparation aux situations d'urgence. La DSIN rendra public le rapport des experts dès qu'il sera disponible. Cette mission sera suivie en 1999 d'une mission « post-OSART » destinée à évaluer la prise en compte par le site des remarques faites.

Union européenne

A l'initiative de la DG XI de la Commission Européenne, s'est tenue le 29 janvier à Stockholm une réunion destinée à créer un club informel de représentants des Autorités chargées du contrôle de la sûreté des déchets. Un représentant de la DSIN participait à cette réunion : il a exprimé l'intérêt de la DSIN pour un échange d'informations entre Etats membres de l'Union, tout en soulignant que ces travaux ne devraient pas être redondants avec ceux déjà conduits sous les auspices d'autres organisations, AIEA et OCDE notamment.

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

La deuxième réunion de l'INRA, Association internationale des responsables des Autorités de sûreté nucléaire (en anglais : International Nuclear Regulators Association, INRA) s'est tenue les 8 et 9 janvier aux Etats-Unis, dans les bureaux régionaux de la NRC,

près de San Francisco. Cette association qui rassemble les responsables des Autorités de sûreté d'Allemagne, du Canada, d'Espagne, des Etats-Unis, de France, du Japon, du Royaume-Uni et de Suède a été créée à Paris en mai dernier (cf. Contrôle n° 118). Le directeur de la DSIN, accompagné d'un collaborateur, a participé à la réunion de San Francisco. Les discussions ont porté sur deux sujets : points communs et différences dans la démarche de contrôle de la sûreté, identification des éléments clés pour passer de l'assistance à la coopération avec les pays en transition économique.



Le groupe des membres de l'INRA dans les locaux de la NRC à Walnut Creek, près de San Francisco (Californie)

En marge de la réunion, les participants ont pu visiter des installations du Lawrence Livermore Laboratory ainsi que le site de Yucca Mountain où se trouve un laboratoire souterrain destiné à étudier le stockage des déchets de haute activité.



Le groupe de l'INRA devant la « grande installation d'essai in situ » à Yucca Mountain (Nevada)

Allemagne

Le 26 janvier, une rencontre entre des représentants du ministère de l'environnement de Rhénanie-Palatinat et de la Division des installations nucléaires de Strasbourg a permis de mettre au point un programme de deux inspections « croisées » en 1998 sur les sites de Cattenom et de Mülheim-Kärlich en Allemagne.



Une réunion entre des représentants des Autorités de contrôle du Land (ministère de l'environnement et TÜV) de Bade-Wurtemberg et de la Division nucléaire de Strasbourg a eu lieu le 4 février et a fixé l'objectif de deux inspections « croisées » pour 1998.

Chine

Dans le cadre de l'accord existant entre la DSIN et son homologue chinois l'Administration nationale pour la sûreté nucléaire (ANSN), une délégation des bureaux régionaux de Shanghai et Daya-Bay est venue en France du 15 janvier au 9 février pour étudier l'organisation mise en place pour suivre un arrêt de réacteur de 900 MWe. Au cours de cette mission, les ingénieurs chinois ont effectué un séjour à la DIN Nord-Pas-de-Calais pour étudier le suivi de l'arrêt du réacteur 2 de Gravelines et ont assisté à une inspection réalisée par la DIN sur ce site. La délégation a rencontré tous les acteurs concernés lors d'un arrêt de tranche tant chez EDF (Moyens centraux du Parc, UTO, GDL, site de Gravelines, CETIC, SOMANU), qu'au sein de l'Autorité de sûreté et de son appui technique (2^e sous-direction, BCCN, DES).

Corée

Un universitaire coréen, chargé d'une mission d'étude sur l'information du public et des médias en ce qui concerne les activités nucléaires, est venu s'informer sur les pratiques de l'Autorité de sûreté française en matière de communication. Il a également rencontré le CEA, COGEMA, EDF et Framatome.

Grande-Bretagne

Le 16 février, deux représentants de la DSIN ont rencontré, à Lancaster, des représentants de l'Agence de l'environnement britannique : cette agence est responsable du contrôle des rejets, notamment radioactifs, dans l'environnement ainsi que du stockage définitif des déchets. Les discussions ont porté sur l'organisation générale en matière de contrôle des rejets dans les deux pays et, plus particulièrement, sur les procédures d'autorisation.

Le 27 février, le directeur de la DSIN a reçu son homologue britannique qui doit quitter ses fonctions en mars et qui était accompagné par son successeur désigné ; cette réunion a donné lieu à un échange de vues général sur les problèmes d'intérêt commun.

Maroc

Un ingénieur du service nucléaire du ministère de l'énergie et des mines du Royaume du Maroc, qui est l'Autorité de sûreté nucléaire dans ce pays, a été reçu au sein de la 3^e sous-direction dans le cadre d'un séjour financé par une bourse de l'AIEA. Cet ingénieur est venu étudier les pratiques réglementaires françaises en ce qui concerne les réacteurs expérimentaux, en vue des autorisations que le Maroc aura à délivrer pour le réacteur expérimental qui équipera le centre de recherches de la Maâmora.



Maquette du centre de recherche de la Maâmora.

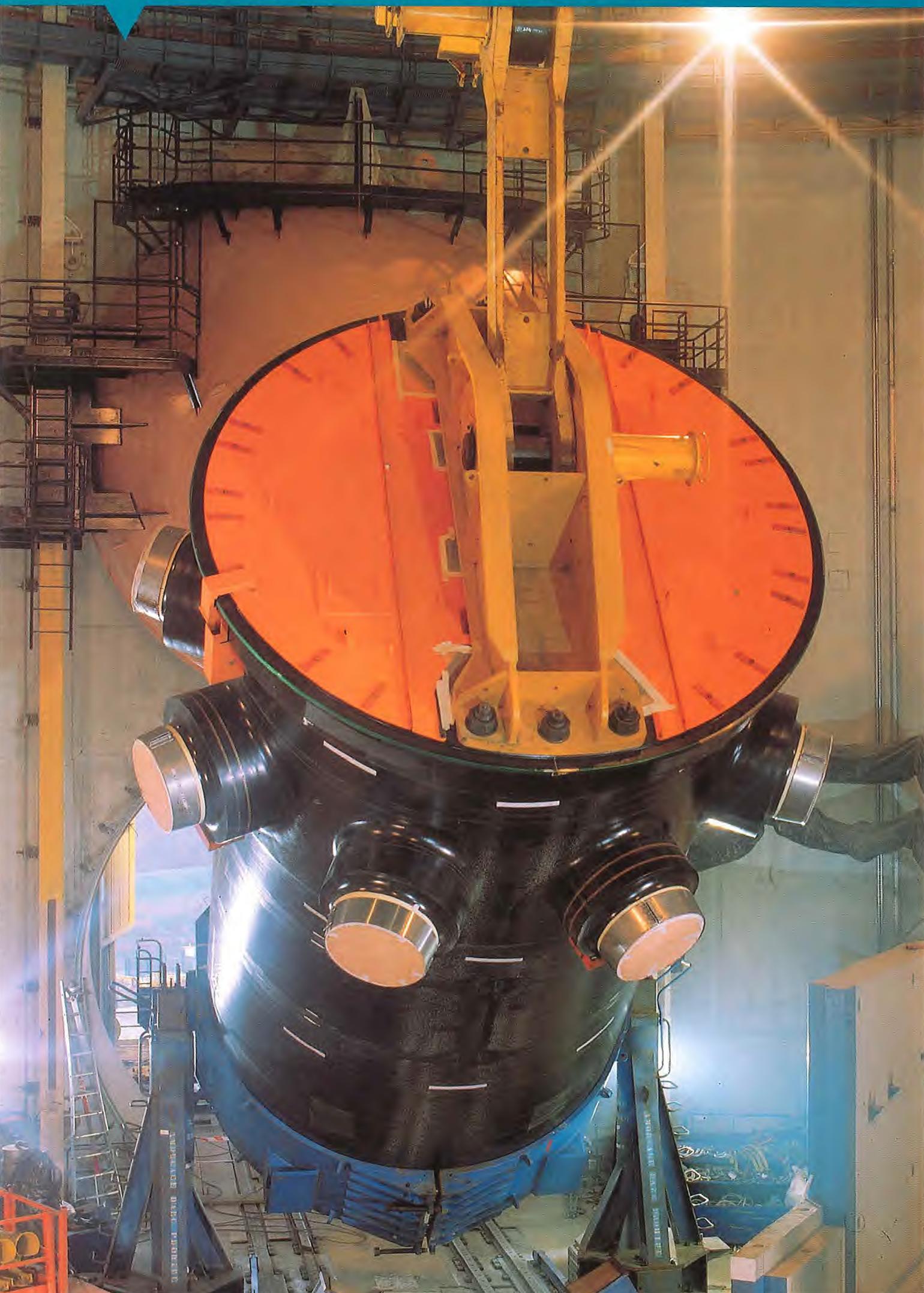
Suisse

Le 22 janvier s'est tenue à Mulhouse une réunion destinée à organiser des inspections « croisées » en Suisse et en France, consistant à associer des inspecteurs suisses à l'inspection d'une installation française, et des inspecteurs français à l'inspection d'une installation suisse. Cette initiative illustre la volonté d'ouverture de l'Autorité de sûreté française et son désir de mieux connaître les méthodes de travail de ses homologues pour en tirer des enseignements qui lui permettront d'améliorer son propre fonctionnement. La

réunion de Mulhouse rassemblait, côté suisse, des représentants de la Division principale de la sécurité des installations nucléaires et, côté français, de la DSIN et des Divisions nucléaires des DRIRE d'Alsace et de Rhône-Alpes. Il a été décidé de conduire quatre inspections croisées en 1998 : en Suisse, sur une centrale au cours d'un arrêt annuel et sur le transport des matières nucléaires, en France, sur une centrale pour examiner le thème « prestataires, facteur humain » et sur la maintenance des emballages de transport.



Installations nucléaires en Suisse



Le contrôle de la construction des chaudières nucléaires

Sommaire

- **Avant-propos**
Par André-Claude Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires – DSIN
- **Vingt ans de contrôle de la construction nucléaire**
Par Jacques Novat, ingénieur – Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN)
- **Naissance et maintien d'un savoir-faire**
Par Georges Virost, directeur de l'usine Framatome de Chalon/Saint-Marcel
- **Construire à l'étranger : la centrale nucléaire de Lingao en République Populaire de Chine**
Par Bernard Salha, ingénieur EDF détaché en Chine au sein de Lingao Nuclear Power Company
- **Aujourd'hui, préparer demain...**
Par Philippe Merle, chef du Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN)
- **Une dynamique de progrès dans la production d'électricité nucléaire**
Par Pierre Lecocq, directeur adjoint, directeur technique – EDF direction de l'équipement
- **Assurer l'efficacité économique du nucléaire pour préparer le futur**
Par Hervé Freslon, directeur des réalisations nucléaires – Framatome
- **De l'art de codifier pour bien construire**
Par Jean-Marie Grandemange, secrétaire de la sous-commission chargée de la codification de la conception et de la construction des chaudières nucléaires – AFCEN
et Daniel Bouche, service mathématiques et logiciels pour la simulation – CEA/DAM
- **Technicatome, 40 ans d'expérience de constructeur de chaufferies nucléaires**
Par Yannick Le Corre, président directeur général – Technicatome
- **La qualité nucléaire : le point de vue d'un industriel**
Par Alain Honnart, directeur industriel – Groupe Vallourec
- **Point de vue extérieur**
 - Le talon d'Achille d'EDF : les aciers
Par Raymond Sené, membre du Groupement de scientifiques pour l'information sur l'énergie nucléaire (GSIEN)

Avant-propos

Si la sûreté nucléaire ne s'arrête qu'à l'issue du démantèlement, objet d'un précédent dossier de la revue « Contrôle », elle commence assurément dès la construction : conception de l'installation et réalisation des composants.

Centré sur le cas des chaudières nucléaires des réacteurs à eau sous pression, ce dossier invite à découvrir les multiples aspects de la construction : enjeux industriels et économiques d'un monde en mutation, enjeux de sûreté nourris par le retour d'expérience,

enjeux de la maîtrise du savoir-faire mais aussi du savoir-contrôler.

A l'heure où la construction nucléaire marque une pause dont la durée n'est pas connue, chacun prend du recul et l'Autorité de sûreté n'échappe pas à la règle.

La sûreté d'après-demain sera fonction de la qualité de la construction de demain. C'est dès aujourd'hui que nous nous y préparons.

André-Claude Lacoste

Directeur de la sûreté des installations nucléaires

Vingt ans de contrôle de la construction nucléaire

Par Jacques Novat, ingénieur – Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN)

L'année 1998 apparaît comme importante dans l'histoire de la construction nucléaire en France, dans la mesure où elle verra se terminer le programme d'équipement décidé en 1973 avec la mise en service du deuxième réacteur de la centrale de Civaux.

Cette étape est l'occasion pour tous ceux qui ont participé à ce vaste chantier de s'interroger sur le futur.

C'est aussi l'occasion de se retourner pour voir ce qui a été fait. Ayant eu la chance de participer à cette aventure depuis plus de 20 ans, j'ai jugé intéressant de noter quelques confidences avec le secret espoir qu'elles pourraient être utiles à ceux qui, dans quelques années, seraient confrontés à une situation du même type.

Des interlocuteurs compétents

Ma première remarque est que la réalisation du programme nucléaire n'a été possible que parce qu'il existait antérieurement un tissu technique et industriel qui a servi de base. J'entends par là aussi bien les groupes industriels que les laboratoires d'études ; l'exploitant avait une habitude de construction et d'exploitation de centrales classiques qui lui a permis d'adapter rapidement sa structure et de disposer d'un code de fabrication (le CPFC). L'ampleur du programme a justifié de faire appel aux meilleurs spécialistes connus dans les différents domaines.

Cette base de compétence et d'expérience a pu être utilisée au mieux grâce au nombre réduit d'interlocuteurs : 1 seul exploitant, 1 seul constructeur, 1 seule Autorité de sûreté. Cette organisation simple, et le souci commun de la sûreté, ont amené le BCCN à entretenir avec l'exploitant et le constructeur des rapports fondés sur une compréhension sans complaisance, en conservant l'indépendance nécessaire pour exercer des responsabilités notablement différentes. Il a ainsi été pos-

sible de prendre rapidement des décisions. Les moyens disponibles ont toujours permis de retenir les solutions qui prenaient en compte tous les risques identifiés, et ceci malgré des divergences parfois importantes. Je me souviens de certaines réunions, pas forcément très anciennes, où le moins qu'on puisse dire c'est que les discussions n'étaient pas à fleurets mouchetés.

Un cadre réglementaire clair

L'existence, dès 1974, d'un texte réglementaire, issu des réglementations antérieures concernant la sûreté et les appareils à pression a permis à l'Autorité de sûreté de jouer son rôle dès le début de la construction et d'établir avec le constructeur une jurisprudence de son application. On constate, 20 ans après, que ce texte est toujours un bon texte. Les travaux en cours dans ce domaine visent à le préciser ou à le compléter, mais sans remettre en cause fondamentalement son contenu.

Assez rapidement, il est apparu nécessaire de codifier davantage la construction, en particulier pour uniformiser et pérenniser les exigences techniques et les bonnes pratiques. L'un des objectifs était pour l'exploitant d'éviter d'avoir à examiner et approuver tous les documents utiles à la construction.

En parallèle, chacune des parties a pris davantage conscience que le respect des exigences techniques ne pouvait être garanti que dans le cadre d'une organisation adaptée. Ceci s'est traduit dans la codification, par l'introduction des recommandations de l'AIEA sur l'assurance de la qualité, et dans la réglementation, par l'arrêté du 10 août 1984 sur la qualité. Ce texte précise en particulier la signification de la responsabilité de l'exploitant, en lui demandant de surveiller l'ensemble des sociétés qui effectuent des activités en lien avec la sûreté et de tenir à jour un

relevé des constats qu'il a pu faire à cette occasion. Il y a là une exigence spécifique qui n'est pas imposée par les normes internationales relatives à l'assurance de la qualité (ISO 9000).

Du nouveau, toujours du nouveau

Lorsque les premiers réacteurs ont été réalisés, certains ont pu croire que le contrôle de la construction nucléaire allait sinon disparaître, du moins perdre de son intérêt puisqu'il suffirait de faire tous les autres réacteurs à l'identique. C'était oublier deux facteurs d'évolution : les progrès technologiques et le retour d'expérience.

Les progrès technologiques permettent aux industriels d'améliorer leur production pour réduire les coûts et les délais ou améliorer la fiabilité. Pour se rendre compte de l'impact important de ce facteur, il suffit de regarder le nombre de modifications successives des plans de cuve ou d'une procédure de soudage.

On peut citer, dans ce sens, la réduction continue de la largeur des soudures, l'automatisation de plus en plus poussée de la fabrication et des contrôles, la réduction du nombre de pièces moulées, ou l'introduction d'opérations de formage (extrusion, cintrage) qui ont supprimé des soudures.

Le BCCN a contrôlé ces évolutions initiées par les industriels et, après analyse de leur incidence sur la sûreté des composants, il a été amené à inciter fortement le constructeur et l'exploitant à mettre en œuvre sans délai celles qui apportaient une amélioration manifeste.

En ce qui concerne le retour d'expérience, le BCCN a souvent été davantage moteur. Il a été rapidement associé au traitement des problèmes rencontrés en exploitation. Il a ainsi pu connaître les causes de ces problèmes, dont certaines étaient liées à la conception ou à la fabrication. De plus, la sûreté pouvant être remise en cause, il était de la responsabilité du BCCN de s'assurer que les mesures correctives nécessaires fussent mises en œuvre le plus rapidement possible.

Le fait de croire, à l'origine, que le retour d'expérience ne serait pas source de modifications reposait sur une vision un peu utopique de la situation, à savoir : la conception permettrait de prévoir les différentes sollici-

tations auxquelles le matériel serait soumis ; les qualifications de procédés permettraient de s'assurer qu'il n'y avait, à l'issue de la fabrication, aucun défaut susceptible de devenir nocif en service ; les règles d'exploitation permettraient de garantir que les équipements ne subissaient pas de contraintes supérieures à ce qui était prévu au stade de la conception.

Malheureusement, si de façon générale cette vision des choses est fidèle à la réalité, elle ne permet pas d'éviter tous les problèmes en exploitation. L'expérience que j'ai pu avoir pendant ces 20 ans me conduit à avoir une modestie particulière dans 3 domaines :

– les hypothèses prises en compte à la conception. Il est possible, avec les moyens actuels, de connaître les sollicitations de façon globale mais il est utopique de croire qu'il est possible de connaître avec précision ce qui se passe en tous points. Il peut par exemple y avoir des zones très limitées affectées par des fluctuations thermiques, non identifiées à la conception ;

– le choix des matériaux. L'exemple de l'inconel 600 me paraît un cas à méditer par tous ceux qui ont ou auront à donner un avis sur la tenue des matériaux. Les conditions réelles et locales d'utilisation, la durée et la représentativité des essais, l'utilisation d'expériences de mise en œuvre dans des conditions quelquefois mal connues sont des éléments qui doivent être analysés avec le plus grand soin, mais qui ne permettront sans doute jamais de se prémunir totalement contre des problèmes en exploitation ;

– la validité des qualifications des procédés de fabrication. L'histoire des 20 dernières années a montré 3 types de défauts de fabrication qui ont fortement agité les différents partenaires : je pense aux défauts sous revêtement dans les tubulures de cuve, à la fissuration de la liaison entre tubulure de cuve et tuyauterie à Dampierre 2, et aux défauts en racine dans les piquages vapeur. Ces trois cas ont des origines bien différentes, et il est difficile de les comparer. Ils montrent cependant que l'application correcte des règles relatives aux qualifications de procédés et aux pratiques courantes des contrôles de fabrication n'est pas toujours suffisante pour garantir l'absence de problème durant la mise en œuvre des procédés en usine ou durant l'exploitation.

Les acquis, les incertitudes

Il me semble que ces exemples nous ont permis de progresser dans deux voies. En ce qui concerne les qualifications de procédés, leur intérêt a été confirmé par l'expérience malgré les réserves précédentes. Dans la plupart des cas, ils ont permis d'éviter qu'il ne subsiste, à l'issue de la fabrication, des défauts susceptibles de devenir nocifs en service. A partir des informations dont je dispose, il est en fait très rare que les défauts de fabrication aient conduit à des dégradations effectives de la sûreté des installations. Pour atteindre ce niveau de confiance, il est nécessaire d'être de plus en plus exigeant sur la représentativité des qualifications.

La seconde voie dans laquelle les problèmes rencontrés en service nous ont fait progresser concerne ce qu'il est convenu d'appeler la culture de sûreté. Tout ne peut pas être décrit dans des documents prescriptifs, et la sûreté des installations repose sur la capacité de tous les hommes qui y travaillent à s'interroger et à avoir une démarche rigoureuse et prudente. L'affirmation du rôle capital de

l'homme va sans doute à l'encontre de certaines idées mais, personnellement, elle me plaît beaucoup.

A l'issue de ce bref retour en arrière, j'éprouve des sentiments un peu contradictoires : fierté d'avoir participé à ce vaste chantier, à côté ou face à des personnes compétentes et motivées ; confiance globale dans la sûreté des chaudières qui s'appuie sur le fait que, depuis 20 ans, il n'y a pas d'indice mettant en évidence des erreurs importantes pour la sûreté au stade de la construction. Cette confiance est cependant atténuée par deux questions :

- a-t-on pris en compte tous les mécanismes qui vont intervenir au cours du vieillissement des installations ?
- quel serait le comportement des installations et des exploitants en présence d'événements qu'ils n'ont pas encore subis (séisme, rupture d'une canalisation, etc.) ?

Ce sont là des domaines où il subsiste encore beaucoup d'inconnues, et il est nécessaire de rester très vigilant. L'absence actuelle d'incident sérieux n'est pas le gage d'une exploitation future sans défaillance.



Fluotournage d'un dôme de générateur de vapeur

Naissance et maintien d'un savoir-faire

Par **Georges Viro**t, directeur de l'usine Framatome de Chalon/Saint-Marcel



L'usine Framatome de Chalon/Saint-Marcel est dédiée depuis sa mise en service en 1975 à la construction de composants majeurs du circuit primaire principal des chaudières nucléaires à eau sous pression. Il s'agit de la cuve du réacteur, des générateurs de vapeur et des pressuriseurs. Cette fabrication a requis à ses débuts la mise en œuvre des principales compétences suivantes :

- métiers de bureau d'études : dimensionnement des appareils, élaboration des plans de fabrication, des documents d'approvisionnement, des documents définissant les conditions de soudage, calculs de structure ;
- métiers de bureau des méthodes : gammes de fabrication, instructions d'usage, programmes pour commandes numériques ;
- métiers de gestion de la qualité à l'état très embryonnaire ;
- capacité de fabrication : soudage, chaudronnerie, usinage, montage, sans oublier les métiers secondaires mais qui, compte tenu de la taille des composants et des moyens mis en œuvre, prennent une importance toute particulière : manutention, transport, traitements thermiques, maintenance de l'outil ;
- capacité de contrôle non destructif : ultrasons, radiographie, ressuage, magnétoscopie, courants de Foucault.

Pour les métiers d'atelier, des compétences parfaitement adaptées étaient disponibles dans les ateliers des usines Creusot-Loire de Saône-et-Loire, soit dans des ateliers non

nucléaires, mais mettant en œuvre des procédés de fabrication identiques ou similaires ou des machines de même capacité, soit dans des ateliers qui furent dédiés progressivement au nucléaire depuis les années 1960 pour les cuves, et depuis les années 1970 pour les générateurs de vapeur. Progressivement, ces compétences se sont fortement spécialisées et approfondies.

Dans le domaine de l'élaboration de l'ensemble de la documentation, que ce soient les plans de fabrication, les spécifications de soudage, de fabrication, de contrôle, les gammes opératoires et surtout les documents d'assurance et de gestion de la qualité dans leur état initial ou final, les compétences de base existaient, mais leur adaptation aux spécificités des exigences, et notamment celles qui résultèrent de la mise en place de l'arrêté du 26 février 1974, fut très importante.

Certains métiers furent créés. Dans ces métiers, le recours à des jeunes embauchés ou peu expérimentés fut majoritaire, l'encadrement étant assuré par des cadres de bureau d'études.

Les compétences ont été sans cesse renforcées grâce au traitement rigoureux de chaque aléa rencontré et au programme de développement des procédés et des moyens qui a été conduit en permanence : le traitement des aléas, et notamment ceux associés à la mise en œuvre des différents procédés

de soudage, a permis d'approfondir la connaissance des mécanismes d'apparition des non-conformités, mais aussi de définir les mesures correctives et préventives efficaces. Les développements ont permis d'améliorer la qualité et la compétitivité. Les plus importants ont concerné l'usinage (perçage des plaques tubulaires, brochage des plaques entretoises), le soudage (joint étroit, revêtement sous flux électroconducteur, beurrage TIG fil chaud), mais aussi les moyens de contrôle et les moyens informatiques. Les logiciels de calcul de structure ont fait des progrès décisifs. Les logiciels de gestion de la production et de la documentation sous assurance qualité mettent en œuvre les systèmes de base de données les plus modernes et sont sans cesse améliorés pour accroître leurs fonctionnalités.

L'activité de production a connu son apogée au début des années 80. Depuis, c'est une succession d'étapes d'adaptation de la capacité par concentration progressive de la totalité des moyens de production des composants lourds sur l'usine de Chalon/Saint-Marcel. Le souci permanent a été la conservation des compétences acquises dans chacun des ateliers qui devaient cesser leur activité.

Cette politique a permis de conserver une bonne compétitivité, sans perdre le savoir-faire, et ainsi la baisse du programme français d'équipement en centrales neuves a pu être partiellement compensée par le marché des composants de rechange en France, mais aussi à l'exportation.



Opération de tubage d'un générateur de vapeur à l'usine Framatome de Chalon

La pérennité d'une entreprise, quelle que soit sa technicité, n'est pas attachée à un seul niveau de compétence ; il faut que sa compétitivité soit maintenue, voire améliorée.

L'enjeu principal des prochaines années est donc de continuer à adapter la capacité à la baisse inéluctable des commandes, en conservant cependant un effectif maximum grâce à la réduction du temps de travail, sans oublier de rééquilibrer la pyramide des âges, pour être dans la meilleure situation de compétitivité au redémarrage des constructions neuves.

Le maintien et le renouvellement des compétences se feront en poursuivant un programme de développement tourné vers la fabrication des composants des tranches du futur, en entretenant au meilleur niveau technique l'équipement de fabrication, mais surtout en cherchant à maintenir une activité minimum de fabrication nucléaire continue.

Construire à l'étranger : la centrale nucléaire de Lingao en République Populaire de Chine

Par Bernard Salha, ingénieur EDF détaché en Chine au sein de Lingao Nuclear Power Company

A moins de 100 km de Hong-Kong, sur la côte de la mer de Chine, les bâtiments de la centrale nucléaire de Lingao sont en pleine construction.

C'est une duplication de la centrale voisine de Daya-Bay : une paire de tranches de 1000 MWe chacune. La chaudière est de conception Framatome sur le modèle du palier CPY français, la salle des machines est GEC-Alsthom avec un groupe turboalternateur de 3000 tours/min.

LANPC, la société de droit chinois propriétaire, a signé en octobre 1995 les contrats de fourniture principaux avec Framatome et GEC-Alsthom ainsi que celui d'assistance technique avec EDF. Les terrassements principaux (environ 7,5 millions de m³) ont commencé dès cette date, suivis par le génie civil avec le premier béton du bâtiment réacteur le 15 mai 1997 et celui de la salle des machines le 15 septembre 1997. Au 15 février 1998, le bâtiment réacteur de la tranche 1 a atteint environ le niveau 3m. La tranche 1 sera opérationnelle le 15 juillet 2002, 62 mois après le premier béton du bâtiment réacteur.

La difficulté majeure (et donc l'intérêt) de ce projet réside dans la « localisation », qui est la sinisation de sa réalisation.

Pour Daya-Bay, l'équipe technique en charge du projet appartenait à EDF avec derrière elle plusieurs dizaines de réacteurs d'expérience. Pour Lingao, le chef de projet est chinois, les managers à tous niveaux sont chinois, la langue de travail de tous les jours, celle que l'on parle dans les réunions hebdomadaires, est le chinois. EDF fournit une assistance technique au travers de 30 ingénieurs détachés au sein du projet chinois et placés sous la direction du chef de projet. Le rôle de cette équipe n'est pas de prendre le leadership technique ; il s'agit d'abord d'aider à mettre en place l'organisation du projet, d'en proposer les procédures, d'aider les managers

chinois à anticiper et à résoudre les difficultés techniques, de conseiller en matière de management et de relations avec les sous-traitants, tout cela sans aucun autre pouvoir que celui d'être capable de convaincre sur la base de la considérable expérience d'EDF pour la maîtrise de tels projets. Malgré les différences culturelles, l'accueil de la langue (interprètes chinois/anglais indispensables), grâce à une volonté mutuelle de collaborer étroitement, l'équipe sino-française est aujourd'hui bien rodée et respecte parfaitement le planning de construction tout en maintenant un niveau de qualité comparable à celui rencontré en France.

La localisation s'étend aussi au design du BOP (tout ce qui n'est pas îlot nucléaire ou salle des machines) et à la fourniture des plans et notes de calcul pour le génie civil de l'îlot nucléaire. Ces études sont confiées au BINE (Institut d'ingénierie nucléaire de Pékin) et au GEDI (Institut du ministère de l'électricité à Canton). Les contrats prévoient que ces instituts respectent les procédures du projet, analogues à celles de Daya-Bay. Le contenu technique des documents d'ingénierie (niveau de détail, par exemple) doit être au moins équivalent à la pratique de Daya-Bay.

Ces spécifications amènent ces instituts à passer progressivement de leur pratique antérieure à des méthodes internationalement reconnues en matière d'ingénierie. Une volonté manifeste de succès des instituts, clé pour accroître le volume de design localisé pour les prochains projets, accompagne le suivi étroit effectué par l'équipe de projet. Comme lors de tout apprentissage, les difficultés existent, mais, là encore, la qualité de la construction n'a pas été mise en péril.

Côté fabrication, un volume significatif de composants de l'îlot nucléaire est sous-traité par Framatome en Chine : 3 accumulateurs RIS, des éléments de générateurs de vapeur

représentant environ 1,5 GV, un pressuriseur, des éléments des grappes de contrôle et des internes de cuve ainsi que d'autres composants importants de niveaux de qualité Q1, Q2 et Q3. GEC-Alsthom a localisé également une partie du corps BP de la turbine, des condenseurs et des réchauffeurs. De nombreux équipements du BOP seront aussi réalisés en Chine.

Enfin, la construction du génie civil, les montages de l'îlot nucléaire, de l'îlot conventionnel et du BOP sont menés par des entreprises chinoises avec une assistance étrangère relativement faible. Les résultats du génie civil réalisés par Huaxing Company et le deuxième bureau de construction sont aujourd'hui très satisfaisants. La 23^e compagnie de CNNC pour l'îlot nucléaire, Shan Dong Electrical Power Company pour l'îlot conventionnel et North East Electrical Power Company entament les travaux préparatoires pour commencer les préfabrications au 2^e semestre 1998.

La maîtrise de la qualité est l'objectif prioritaire donné par les plus hautes autorités chinoises. Dans la pratique, cela se traduit sous des formes multiples de management et de contrôle.

Tout d'abord, par la présence de conseillers techniques au sein des entreprises clés en charge du projet : en premier lieu auprès du client chef de projet avec EDF, mais aussi auprès du génie-civiliste de l'îlot nucléaire (Huaxing avec Spie-Batignolles), des fabrications localisées et du montage de la partie nucléaire (assistance Framatome) et de la partie conventionnelle (assistance GEC-Alsthom). D'excellentes relations de travail, ainsi qu'un souci de nos collègues chinois de se hisser au niveau international, permettent à ces conseillers d'apporter une plus-value essentielle pour la maîtrise de la qualité.

L'utilisation d'un corpus de procédures de projet, de management et d'ingénierie mises au point avec l'aide des conseillers EDF sur la base de ce qui a été fait à Daya-Bay est l'outil essentiel qui permet de traiter les relations inter-entreprises et de gérer les modifications et les inévitables non-conformités. Ainsi, les études localisées sont revues par LANPC, une organisation analogue à celle d'une direction d'aménagement français surveille le chantier, un institut spécialisé (Suzhou Institute) joue le même rôle que le service qualité des réalisations de la direction équipement d'EDF (SQR) en France pour le suivi des fabrications en usine en Chine.

Enfin, le volume de modifications techniques par rapport à la référence Daya-Bay est volontairement limité. L'objectif évident est de minimiser les risques et de favoriser le processus d'apprentissage par des adaptations mineures de documents d'ingénierie et de procédés de réalisation déjà éprouvés. Le risque de non-qualité s'en trouve diminué d'autant.

Le projet Lingao tient aujourd'hui tous ses objectifs de qualité et de délai. La tâche est loin d'être terminée avec le début du design détaillé du BOP et celui des montages mécaniques en 1998. Néanmoins, le pragmatisme du management chinois, l'énorme capacité de réaction des équipes chinoises aux difficultés identifiées, la modestie et la sagesse des dirigeants chinois du projet Lingao donnent aujourd'hui toute confiance pour la suite.

En réussissant ce début de localisation à Lingao, loin de réduire les tâches de l'industrie nucléaire française pour le futur, nous augmentons nos chances pour la course aux six centrales nouvelles que la Chine va commander au tout début des années 2000.



La centrale nucléaire de Lingao en construction

Aujourd'hui, préparer demain...

Par Philippe Merle, chef du Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN)

Pourquoi, aujourd'hui, s'intéresser à jeter les bases du contrôle de la construction nucléaire de demain ?

Lorsque, le 26 février 1974, paraissait le texte fondateur du contrôle des chaudières nucléaires, la conjoncture était tout autre : les perspectives de commandes étaient importantes en France, l'industrie était en train d'apprendre à concevoir et fabriquer des composants nucléaires, et l'administration en train d'apprendre à contrôler cette activité. Il était clair que la mise en place de règles techniques et d'une organisation de contrôle répondait, et répond toujours bien évidemment, à un impératif de sûreté. Ce fut la naissance du BCCN, alors appelé Bureau de contrôle de la construction nucléaire.

Aujourd'hui, vingt-quatre ans après, personne ne sait s'il y aura encore un jour construction d'une chaudière nucléaire neuve en France. La construction de la chaudière de Civaux 2, la dernière du palier N4, s'est achevée symboliquement le 17 décembre 1997, quand j'ai déclaré satisfaisante l'épreuve hydraulique générale du circuit primaire. La construction de pièces de rechange pour les centrales existantes devrait se tarir elle aussi dans les années à venir pour ce qui concerne les gros composants. Alors, pourquoi chercher à préparer demain, plutôt que de gérer sur notre lancée un flux limité de construction de pièces de rechange, sur la base de modalités de contrôle et de règles techniques qui ont remarquablement bien résisté à l'usure du temps ?

Pour apporter la réponse à cette question, il est nécessaire de regarder le contexte auquel l'administration est aujourd'hui confrontée. Il est marqué par de nombreuses incertitudes et par trois défis : l'ouverture internationale, l'évolution des schémas industriels, et la préservation de la propre compétence technique de l'administration.

Dans un contexte industriel où la construction nucléaire devient de plus en plus margi-

nale, la prise en compte des exigences réglementaires relatives aux équipements « classiques » est incontournable pour deux raisons : être capable de prouver que les exigences « nucléaires » sont au moins aussi élevées que les exigences « classiques », et identifier les spécificités nécessaires et suffisantes pour assurer la sûreté nucléaire. Dans le domaine des chaudières, la parution récente d'une directive européenne sur la construction des équipements sous pression (hors nucléaire) nous conduit à poser ces deux questions car elle constitue, de fait, la nouvelle référence pour la plupart des fournisseurs industriels.

Par ailleurs, l'Autorité de sûreté n'imagine pas aujourd'hui la construction de nouveaux réacteurs à eau sous pression en France qui n'auraient pas un niveau de sûreté aussi élevé que le projet franco-allemand de réacteur EPR. Une collaboration intense entre les Autorités de sûreté française et allemande existe depuis plusieurs années et a commencé dans le domaine des chaudières. Cette collaboration vise à élaborer des positions communes sur l'acceptabilité des options de sûreté, puis les options techniques du projet EPR présentées par les industriels. Il est clair que les bases réglementaires qui sont en cours de refonte tant en France qu'en Allemagne doivent être suffisamment proches dans leurs aspects techniques pour qu'il soit possible de mener une analyse conjointe des propositions industrielles. Une collaboration est donc lancée, avec l'ambition d'harmoniser les dispositions techniques de demain.

Le défi industriel

Les industriels nous posent aujourd'hui une question simple : la qualité d'un produit issu d'un système nucléaire spécifique, avec des modalités d'application de la réglementation qui sont devenues au fil du temps parfois lourdes, est-elle supérieure à celle d'un pro-

duit « standard » issu des méthodes classiques de l'industrie qui ont beaucoup progressé en vingt ans ? Telle quelle, cette question est incomplète car, en matière de sûreté, la garantie de la qualité est tout aussi importante que la qualité elle-même. Là encore, c'est en identifiant les spécificités légitimes de la construction nucléaire que nous pourrions progresser et réduire le hiatus entre une tendance des fournisseurs industriels à accepter de plus en plus mal ces spécificités compte tenu de la baisse des commandes nucléaires, et l'impérieuse nécessité de continuer à apporter des garanties sur la qualité et les propriétés des composants.

Là n'est toutefois pas le point le plus difficile. L'avenir est en effet marqué par une formidable incertitude. Les restructurations potentielles du marché de l'industrie nucléaire sont telles qu'il est impossible de prévoir quels seront, demain, les schémas industriels auxquels l'Autorité de sûreté sera confrontée. Pour prendre l'exemple de la cuve, je ne me risquerais pas à prédire combien de maillons de la chaîne de sous-traitance « classique » : direction de l'équipement d'EDF – Framatome Paris – Framatome usine de Chalon-Creusot-Loire, chaîne qui a fait plus de cinquante fois ses preuves, seront encore en place dans dix ans, ni quel sera le rôle de chacun. De quoi fournir quelques occasions de remises en question, y compris pour l'Autorité de sûreté, car cela nous oblige, pour être prêts à contrôler la sûreté quoi qu'il arrive, à exprimer le plus clairement possible ce que nous estimons nécessaire, sans considérer comme acquis les pratiques et le langage commun actuels.



Opération de contrôle d'une cuve de réacteur à l'usine Framatome de Chalon/Saint-Marcel

Le défi de la compétence

Dans une matière aussi directement liée à la sûreté que la tenue mécanique des chaudières nucléaires, l'administration doit elle-même être attentive au maintien de sa compétence technique de contrôle. Pour l'entretenir, le BCCN contrôle la construction de certains équipements destinés à l'export, ou encore de composants des sous-marins nucléaires ou destinés au réacteur Phénix. Depuis 1994, le BCCN est également impliqué dans les problèmes rencontrés lors de l'exploitation des chaudières, ce qui favorise la prise en compte du retour d'expérience ; il est devenu, à cette occasion, le Bureau de contrôle des chaudières nucléaires. Enfin en 1990, le contrôle du circuit secondaire principal est venu élargir son champ d'action, qui reste suffisamment au-dessus de la masse critique de problèmes techniques à traiter et permet ainsi d'entretenir les compétences.

Malgré cela, dans l'hypothèse d'une mise en sommeil de la construction pour une dizaine d'années, il sera indispensable que nos successeurs puissent bénéficier de traces écrites de notre savoir-faire d'aujourd'hui. Le problème se pose d'ailleurs exactement de la même façon, dans l'exercice de leurs responsabilités, pour EDF et pour Framatome.

Compte tenu de ces trois défis – le défi international, le défi industriel, le défi de la compétence –, je pense profondément que c'est dès maintenant qu'il nous faut jeter les bases du contrôle d'une éventuelle construction nucléaire de demain. C'est maintenant en effet que les différents acteurs, qui ont une expérience effective de la construction et de son contrôle, ont des idées pertinentes pour exprimer ce qui contribue réellement à la sûreté nucléaire. Sans vouloir entrer dans les débats techniques, je souhaite présenter rapidement deux enjeux parmi d'autres : le rôle dévolu au constructeur, et la place de l'administration.

Enfin, que demander à un constructeur ?

Responsabilité et valeur ajoutée sont les deux points essentiels que l'administration attend d'un constructeur de chaudières comme l'est aujourd'hui Framatome, en complément bien entendu de sa capacité technique. Ce n'est que s'il est capable de les apporter que l'administration a un intérêt,

alors que ce n'est pas la règle générale en matière de contrôle du nucléaire, à ne pas avoir uniquement le futur exploitant comme interlocuteur, et à faire perdurer la particularité issue de la réglementation des appareils à pression selon laquelle le constructeur a des relations directes avec l'administration.

La qualité de la réalisation des pièces dépend bien sûr en tout premier lieu des bureaux d'études, et des usines qui réalisent les opérations de transformation du métal, qui ne sont pas nécessairement des usines du constructeur. Dans ces conditions, la valeur ajoutée propre du constructeur n'est pas là. Je crois qu'elle tient à quatre points principaux :

- apporter la garantie de cohérence entre la conception des pièces et la conception d'ensemble, qu'il doit lui-même réaliser suivant le cahier des charges du futur exploitant ;
- garantir la bonne application d'un code industriel qui reflète réellement les capacités de l'industrie : en effet, si les exigences du code sont très en dessous de ce que l'industrie sait faire, une dérive inexpliquée d'un paramètre peut passer complètement inaperçue et conduire, des années plus tard, à des difficultés en exploitation ;
- surveiller suffisamment ses sous-traitants à différents niveaux pour pouvoir apporter une réelle garantie sur la qualité. A ce titre, il faut souligner que cette garantie s'affaiblit s'il y a une « surveillance en cascade » trop importante ;



Opération de tubage d'un générateur de vapeur à l'usine Framatome de Chalon

– avoir du recul sur les points forts et points faibles de l'appareil lui permettant, comme cela est exigé pour les appareils à pression classiques, d'établir des recommandations pour l'utilisation et la maintenance de la chaudière.

Quelle place pour l'administration ?

Le contrôle de l'ensemble des dossiers par une administration qui est informée à l'avance de chaque opération de construction, et qui peut donc y assister et éventuellement s'y opposer, trouve ses limites avec les changements de contexte évoqués ci-dessus, et doit donc à l'avenir être réservé aux points les plus délicats. Il reste toutefois nécessaire de s'assurer, de manière indépendante du constructeur, que les autres opérations de fabrication sont effectivement soumises à un contrôle suffisant de la part de ce dernier.

A nous d'inventer des modalités adéquates d'intervention de l'administration, avec une implication de l'Autorité de sûreté qui lui permette un bon contrôle, et en évitant l'ajout de lourdeurs sans justification pour la sûreté. Ainsi, par exemple, la reconnaissance du savoir-faire d'un soudeur pourrait très bien être réalisée par un organisme indépendant, de la même façon dans le nucléaire que dans l'industrie classique, sans intervention de l'administration autre que l'agrément de cet organisme. En revanche, dans un domaine comme le choix des matériaux, il n'est pas du tout évident que le respect des normes européennes de l'industrie « classique » conduise à un niveau de qualité suffisant.

Enfin, le contrôle relativement direct de la construction par l'administration, qui permet une bonne synergie entre l'inspection et l'analyse, entre la pratique et la théorie, entre le retour d'expérience et la conception, ne peut se concevoir que si la technicité de l'Autorité de sûreté demeure suffisante.

C'est notamment à ce prix qu'elle pourra rester véritablement indépendante, compétente et crédible.

Une dynamique de progrès dans la production d'électricité nucléaire

Par **Pierre Lecocq**, directeur adjoint, directeur technique – EDF direction de l'équipement

Vingt ans après Fessenheim 1, EDF vient de coupler sur le réseau, le 24 décembre 1997, la 57^e tranche nucléaire de type REP, Civaux 1, et bientôt, dans un peu plus d'un an, ce sera au tour de Civaux 2, dernière tranche du palier N4, bouclant un programme copieux de construction de centrales nucléaires. Ainsi, en un peu plus de 20 ans tout le paysage énergétique français aura été renouvelé. D'une dépendance énergétique de 80 % dans les années 1970, la France sera passée à moins de 50 % grâce au nucléaire.

Quel chemin parcouru au cours de ces 20 années !

Quelles évolutions au sein de ces 750 années réacteurs !

En effet, c'est bien de l'ensemble du parc nucléaire dont il faut parler ; il serait réducteur et incorrect de comparer Fessenheim 1 de 1977 à Civaux 1 de 1997, tant il est vrai qu'au fil des années la stratégie évolutionnaire d'EDF dans la conception, la réalisation et l'exploitation a profité à l'ensemble du parc nucléaire.

Bien sûr, et c'est bien normal, des différences significatives existent entre les paliers CP0, CPY, P4, P'4 et N4.

De même, dans la préparation du futur palier REP 2000 à base d'îlot nucléaire EPR, nous nous préparons à marquer encore une nouvelle étape, mais tout cela s'inscrit justement dans cette évolution progressive en essayant, quand cela est possible, d'en faire profiter l'ensemble du parc en exploitation. C'est d'ailleurs l'un des objectifs de la mise en place d'une organisation structurée pour l'ingénierie du parc en exploitation que d'assurer, par l'intermédiaire de la prise en compte du retour d'expérience national et international, les modifications présentant non seulement des améliorations mais aussi des évolutions significatives, tant à l'occasion du

remplacement de certains composants que pour des fonctionnalités majeures.

Il suffit d'ailleurs d'examiner de plus près la nature de ces évolutions pour s'en convaincre.

Elles ont été introduites essentiellement dans 3 domaines :

- la conception et la sûreté ;
- la technologie des composants ;
- l'organisation industrielle.

En matière de **conception et de sûreté** associées, il suffit de se souvenir de l'introduction dans les années 1980 sur les 1300 MWe de la séparation géographique totale des systèmes d'injection de sécurité, y compris du circuit de contrôle volumétrique et chimique, réduisant par là même les risques de défaillance de mode commun, concepts reconduits jusqu'à EPR inclus.

Toujours au début des années 1980, la prise en compte du retour d'expérience de l'accident de Three Mile Island nous a conduits à introduire, sur toutes les tranches, un volume de modifications important allant de la conception de nouvelles vannes de décharge au pressuriseur à l'ergonomie de la salle de commande, en passant par la mise en place de panneaux de sûreté. C'est aussi à l'occasion de l'introduction des lots de modifications consécutifs, depuis 1987 jusqu'à nos jours, qu'ont été introduites les procédures H associées aux défaillances de modes communs, les procédures U associées aux accidents graves, et surtout les procédures APE de l'approche par état, qui marquent sans aucun doute une étape décisive dans les moyens permettant de s'affranchir des erreurs d'opérateurs.

On ne peut parler de sûreté sans mentionner les démarches de progrès du parc nucléaire en termes de sûreté en exploitation.

Dans le domaine **technologique**, ce sont incontestablement les décisions relatives aux changements de matériaux et au contrôle-commande qui marquent les évolutions majeures du parc, y compris là encore jusqu'à EPR. Citons le choix, en 1970 d'aciers austéniques bas carbone sur 900 MWe pour éviter la corrosion intergranulaire, le choix d'un contrôle-commande numérique en 1976 pour P4-P'4, le choix d'une salle de commande informatisée en 1984 pour N4, en 1987 et 1992 le remplacement de l'inconel 600 par l'inconel 690 pour les tubes des générateurs de vapeur et les traversées de couvercles de cuve, qui profitent à l'ensemble du parc.

S'agissant de l'**organisation industrielle**, elle constitue sans aucun doute l'un des facteurs prépondérants de la maîtrise des coûts. De ce point de vue, la première décision importante fut bien le choix, fait par EDF dans les années 1970, d'être son propre architecte industriel, appuyé par un constructeur unique et fort, et assurant la totale responsabilité de la sûreté devant l'Autorité. La structuration des programmes des paliers de tranches, par ensemble d'options de base conformes aux orientations générales définies dans les lettres ministérielles d'approbation des grandes orientations techniques, « tracent » la continuité de cette évolution. C'est bien sur le trépied concepteur-constructeur-Autorité de sûreté, complété par l'appui sur un organisme de recherche expert, que repose la réussite du programme.

Cette concentration sur un architecte industriel unique a permis d'effectuer les investissements nécessaires en outils d'ingénierie d'accompagnement des études que sont les moyens de conception assistée par ordinateur (CAO), tant dans le domaine de l'installation que dans celui du fonctionnement.

La seconde décision clé est incontestablement la standardisation, dont on connaît l'impact économique significatif, et qui demeure un atout majeur pendant la vie du parc, par la commodité d'intégration des évolutions sur l'ensemble du parc qu'elle permet.

En fin de compte, en un peu plus de 20 ans, nous serons passés d'une situation « d'acheteur » de produits licenciés à celle de « vendeur » de produits référencés licenciés. En effet, aujourd'hui, avec le démarrage concret du N4, de conception totalement française, tant à Chooz qu'à Civaux, nous sommes en mesure, non seulement de faire valoir sur les marchés étrangers les mérites de notre organisation et de nos méthodes originales, mais aussi de préparer l'avenir dans des conditions tout à fait sereines. Nous détenons avec N4 une référence technologique avancée sur laquelle tous les constructeurs mondiaux sont en train de s'aligner, nous allons transformer cette référence technologique en référence de production (coût de l'énergie produite), tout en continuant d'améliorer le parc existant en le maintenant à un niveau d'actualité tel (renouvellement de composants, évolutions fonctionnelles) qu'il est possible d'en envisager l'exploitation pendant au moins 40 ans.

Tout ceci est évidemment de nature à conforter le choix de l'option nucléaire pour le renouvellement du parc qui se prépare dès maintenant avec le projet REP 2000 à base d'EPR.

Il convient cependant de le concevoir de manière à en assurer de façon durable la compétitivité dans un contexte économique concurrentiel difficile.



Expédition de générateurs de vapeur

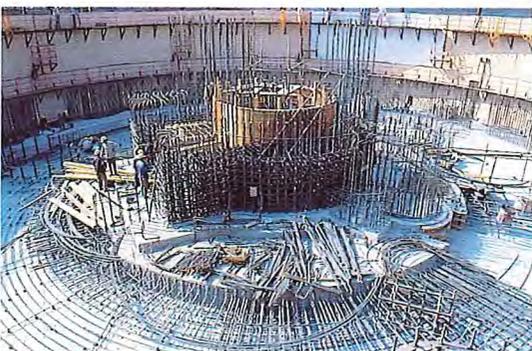
Assurer l'efficacité économique du nucléaire pour préparer le futur

Par Hervé Freslon, directeur des réalisations nucléaires – Framatome

Introduction

Le Groupe Framatome a accumulé depuis plus de 25 ans une expérience considérable en ingénierie et fabrications nucléaires. En France, 82 % de l'électricité produite par EDF proviennent de son parc nucléaire, dont les 57 tranches actuellement couplées au réseau sont équipées de chaudières conçues, fabriquées, installées et mises en service par Framatome. Ce parc a eu en 1997 une disponibilité de 82,6 %. La 58^e tranche du parc (Civaux 2) qui sera couplée au réseau fin 1998 est la seule en cours d'exécution à ce jour.

A l'exportation, Framatome a fourni en Belgique, en Afrique du Sud, en République de Corée et en République Populaire de Chine des îlots nucléaires qui fonctionnent également avec d'excellents niveaux de disponibilité. Les performances de la centrale chinoise de Daya-Bay sur les plans technique et économique ont conduit le client à commander à Framatome en 1995 deux îlots nucléaires supplémentaires implantés sur le site voisin de Lingao, et dont la mise en service interviendra en 2002 et 2003.



Site de Lingao en février 1998

Les bénéfices que tire notre pays de la réalisation de son programme nucléaire se situent sur trois plans. Le taux d'indépendance énergétique de la France a pu être porté

de 22 % en 1975 à 52 % en 1996. L'efficacité économique de ses moyens de production permet à EDF de produire une électricité parmi les moins chères d'Europe et de baisser une nouvelle fois ses tarifs en 1998. Enfin, il n'est pas inutile de rappeler la situation exceptionnelle de la France dans la maîtrise des rejets de gaz à effet de serre : c'est ainsi que nos voisins Allemands et Luxembourgeois rejettent dans l'atmosphère respectivement 2 et 5 fois plus de CO₂ par habitant que les Français.

Les conditions économiques et politiques actuelles sont peu favorables au nucléaire

Malgré ce bilan satisfaisant, l'industrie nucléaire traverse une période délicate. A l'issue de la mise en service de la tranche 2 de Civaux, le programme d'équipement massif d'EDF sera achevé et le renouvellement du parc nucléaire ne devrait pas intervenir avant le début des années 2010. Il n'y aura donc plus à la fin du siècle aucune centrale en construction dans l'Union européenne. Le marché à l'exportation est très déprimé, à l'exception notable du marché asiatique en forte croissance économique auquel s'intéressent tous les grands fournisseurs.

Les opinions publiques, parfois soumises aux outrances antinucléaires de certaines minorités, se montrent dans de nombreux pays de plus en plus réticentes vis-à-vis du nucléaire. Le stockage des déchets à vie longue constitue la préoccupation principale du public. Une réponse doit y être apportée rapidement pour inverser cette tendance défavorable à l'option nucléaire.

Sous l'aspect économique enfin, le rapport sur les coûts de référence des différents moyens de production électrique émis par la Direction générale de l'énergie et des

matières premières en mai 1997 (rapport DIGEC) fait apparaître que si toutes les filières de production d'électricité ont effectué des progrès significatifs par rapport aux évaluations antérieures de 1993, les moyens de production classiques (gaz, charbon) ont sensiblement plus progressé que le nucléaire, par suite du bas prix des combustibles fossiles et de leur évolution prévisible d'une part, et des progrès techniques réalisés d'autre part (amélioration du rendement des cycles combinés notamment).

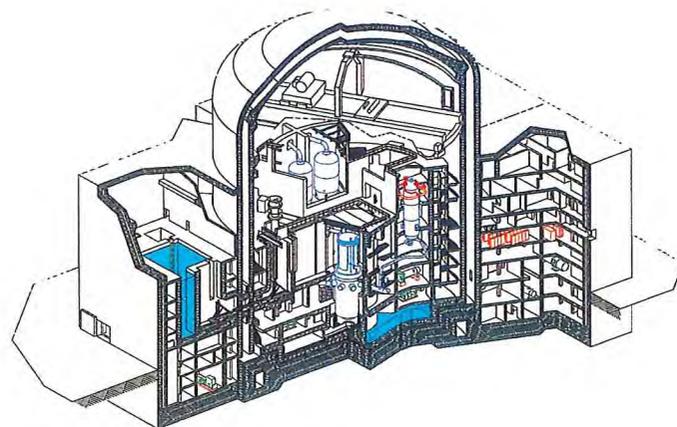
Il en résulte que si le nucléaire reste en France l'option la plus économique pour la production d'électricité en base, sa compétitivité relative par rapport aux cycles combinés au gaz s'est fortement dégradée. De manière analogue, le nucléaire subit sur les marchés asiatiques une concurrence très vive du charbon et du gaz.

Les orientations pour demain : nous adapter à un monde qui change

L'industrie nucléaire comme toutes les grandes industries doit savoir se remettre en cause et engager les adaptations imposées par un monde qui change.

C'est ainsi que les difficultés rappelées ci-dessus ont été anticipées depuis plusieurs années par Framatome, qui a notamment progressivement adapté la capacité de son ingénierie et de ses unités industrielles à l'évolution de sa charge. La compétition croissante des centrales thermiques et la confrontation à un marché export soumis à une concurrence féroce, notamment en Chine, ont entraîné une intensification du processus d'adaptation. Framatome met en œuvre tous les moyens disponibles pour s'adapter à la volonté des clients, maintenir son savoir-faire et améliorer sa compétitivité.

En Europe, les électriciens ont manifesté une claire volonté de préparer les chaudières du futur. Framatome a acquis la conviction, partagée par Siemens, de l'intérêt de pouvoir disposer d'un modèle européen répondant aux besoins des électriciens au 21^e siècle. Framatome, Siemens et leur filiale commune NPI (Nuclear Power International) développent ainsi le modèle évolutionnaire EPR (European Pressurized water Reactor) en partenariat avec EDF et les électriciens allemands.



Coupe de l'îlot nucléaire du réacteur EPR

La conception de ce modèle commun permettra de répondre aux objectifs de sûreté définis conjointement par les Autorités de sûreté française et allemande pour les modèles avancés. Elle présente de nouveaux progrès en termes de sûreté, de disponibilité et de dosimétrie. Un autre objectif essentiel est d'offrir aux électriciens une compétitivité accrue pour rivaliser avec succès avec les centrales à combustible fossile les plus modernes : une baisse du coût de production d'environ 20 % par rapport à celui de Civaux est visée, tout en intégrant les améliorations techniques évoquées ci-dessus.

Enfin, un jeu complet de codes techniques et standards définissant des règles harmonisées entre les pratiques françaises et allemandes est en cours d'élaboration, dans un premier temps pour la conception des équipements.

L'avant projet détaillé de l'EPR sera achevé à la fin de 1998. Le lancement d'une tête de série dans un délai rapide contribuerait alors de manière déterminante au maintien des compétences de chaudiériste de Framatome et de ses capacités industrielles, et permettrait de disposer d'un retour d'expérience de réalisation à l'échéance du renouvellement du parc EDF.

En Chine, les objectifs de prix imposés par le client nous imposent de viser une réduction des coûts d'investissement d'environ 30 %. De plus, la capacité de permettre à des partenaires chinois d'acquérir leur autonomie industrielle est une condition sine qua non du développement d'un programme nucléaire dans ce pays. Framatome a ainsi lancé dès 1991 une coopération avec transfert de technologie dans le domaine de la conception et

de la fabrication du combustible avec l'usine de Yibin dans la province du Sichuan. Cette coopération constitue un succès remarquable puisque cette usine a déjà pu livrer sept recharges de combustible pour Daya Bay. De nombreuses autres coopérations ont été lancées à l'occasion de la réalisation de Lingao, en particulier pour la fabrication d'équipements lourds avec le Groupe Dongfang dans la province du Sichuan. Framatome prépare activement le développement de ces activités de localisation, tant en ingénierie qu'en fabrication, afin de se présenter dans les meilleures conditions pour la suite du programme nucléaire Chinois.

Les moyens d'amélioration de notre compétitivité

Les efforts portent à la fois sur la réduction de nos coûts d'ingénierie et des coûts des équipements. En ce qui concerne l'ingénierie, Framatome a entrepris une remise en cause complète de ses processus et méthodes de travail. Les évolutions d'organisation (renforcement des structures projet par rapport aux structures fonctionnelles notamment) et de méthodes (systèmes d'information et outils informatiques) qui en résultent sont mises en œuvre progressivement dans l'exécution des projets actuels et conduisent d'ores et déjà à des gains significatifs et quantifiés.

Une réflexion importante est en cours sur la structure et le contenu des cahiers des charges techniques émis par l'ingénierie, afin de rendre chaque fois que cela est possible les appels d'offre plus ouverts à la concurrence, condition essentielle d'une réduction des coûts.

Par ailleurs, un important programme de travail a été engagé, en partenariat avec EDF, pour analyser et repenser les conditions de réalisation des fournitures. Son objectif est d'analyser en profondeur le retour d'expérience des réalisations antérieures, de comparer nos exigences avec celles d'autres domaines industriels et de simplifier les processus industriels. Cette démarche est guidée par la conviction que l'efficacité technique et la qualité des produits ne sont pas liées à un empilement non pertinent de mesures de précaution. Les manières de procéder redondantes, coûteuses, obsolètes et inutiles sont

recherchées et identifiées afin d'y remédier. En effet, la véritable qualité d'un produit résulte toujours du savoir-faire du fabricant et de son expérience mais aussi de sa faculté d'adaptation et d'intégration harmonieuse des évolutions technologiques : sa responsabilisation, l'instauration d'un dialogue constructif sur ses pratiques industrielles conjuguées avec des exigences de contrôle efficaces et pragmatiques sont les voies de progrès explorées.

Cette démarche concerne essentiellement les équipements ne faisant pas partie des circuits primaire et secondaire principaux. Les premières consultations de fournisseurs effectuées sur des bases plus conformes aux pratiques industrielles courantes laissent espérer que des gains significatifs pourront être obtenus.

Le circuit primaire principal : aspects réglementaires

L'arrêté du 26 février 1974 a dressé le cadre réglementaire de la conception, la réalisation et le suivi en exploitation du circuit primaire principal des chaudières nucléaires françaises. Ses dispositions libellées en termes d'objectifs ont donné lieu, en relation avec le BCCN chargé du contrôle en continu de la construction des chaudières nucléaires, à une mise en œuvre rigoureuse et exigeante. Dans ce contexte, Framatome, constructeur principal, a engagé des efforts continus pour acquérir la maîtrise de tous les domaines technologiques et fournir les dossiers justificatifs de la sûreté du circuit primaire principal.

La refonte de l'arrêté a été engagée par l'administration à l'occasion du réaménagement de la réglementation française des appareils à pression pour sa mise en conformité avec la directive européenne du 29 mai 1997. Cette refonte doit être l'occasion de tirer parti du retour d'expérience et donner lieu à une harmonisation entre la France et l'Allemagne. L'objectif poursuivi par Framatome est d'assurer pleinement sa responsabilité de constructeur principal en maintenant le haut niveau de qualité atteint pour les réalisations, tout en préservant les exigences de compétitivité indispensables.

Conclusion

Malgré la disponibilité actuelle de combustibles fossiles à faibles coûts, la présence d'une fourniture notable d'énergie électrique par le nucléaire contribue à maintenir



Le transport de la cuve de Civaux 1

l'équilibre global des marchés de l'énergie et à assurer l'indépendance énergétique de notre pays.

Vis-à-vis de la protection de l'environnement, le choix du nucléaire a permis à la France d'être l'un des pays dont le taux d'émission de gaz à effet de serre est le plus bas.

Le nucléaire devrait donc jouer dans le futur un rôle essentiel à côté des autres moyens de production. Forte de cette conviction, Framatome a entrepris de relever le double défi du maintien de ses compétences dans un contexte de forte réduction de sa charge, et d'une nécessaire amélioration de sa compétitivité par rapport aux autres sources d'énergie, dans le respect des exigences de qualité qui conditionnent sa pérennité.

De l'art de codifier pour bien construire

Par Jean-Marie Grandemange, secrétaire de la sous-commission chargée de la codification de la conception et de la construction des chaudières – AFCEN* et Daniel Bouche, service mathématiques et logiciels pour la simulation – CEA/DAM

Une longue tradition de standardisation et de sécurité

La machine à vapeur a rendu possible l'éclosion de l'ère industrielle. Toutefois, l'utilisation des appareils à pression n'étant pas sans dangers, les pouvoirs publics et l'industrie des appareils à pression ont eu très tôt, dès le décret impérial du 15 octobre 1810, le souci de la sécurité des personnes. Un corps d'ingénieurs des mines fut chargé de la surveillance, et une commission technique – devenue la Commission centrale des appareils à pression – fut établie en 1823 pour préparer les textes réglementaires applicables.

Les règles industrielles de dimensionnement et de construction ont évolué au cours du temps, en intégrant les progrès effectués au niveau des matériaux, de la compréhension des modes d'endommagement des structures et des critères de calcul associés, des procédés de soudage et de fabrication, ainsi que de la qualification des hommes. Elles conduisirent à une très forte réduction des accidents d'installations et de personnes. Les progrès techniques en matière d'élaboration des matériaux et d'assemblage rendirent également caduques certaines dispositions jugées indispensables au départ.

Les codes de construction qui en résultèrent reposent sur un subtil équilibre de dispositions visant un haut niveau global de sécurité, et constituent la traduction d'une tradition industrielle, pouvant comporter des spécificités propres aux différents pays. Ils s'appuient aujourd'hui sur un ensemble normatif très complet applicable au niveau des branches industrielles, élargi aujourd'hui au plan européen, voire international, permet-

tant ainsi des économies d'échelle par effet de standardisation et aboutissant à des appareils toujours plus économiques et plus sûrs.

C'est sur ce socle en permanente évolution que s'est constituée la pratique applicable dans l'industrie nucléaire. Sans remettre en cause l'essentiel de la démarche industrielle rappelée ci-dessus, cette pratique s'est attachée à apporter des garanties complémentaires cohérentes avec le haut niveau de fiabilité requis des matériels concernés, compte tenu de l'importance de leur éventuelle défaillance sur le plan de la sûreté de l'installation. En parallèle, l'augmentation des puissances installées, et la spécificité des équipements auxquels elles conduisirent en termes de taille, de pression et de conditions de service, rendirent nécessaire une optimisation industrielle, l'accroissement de sécurité visé ne pouvant être simplement obtenu par l'imposition de hauts coefficients de sécurité.

Ce souci s'est en particulier traduit au cours des années 60, en ce qui concerne les matériels sous pression, par l'édition d'une section III du code ASME américain dédiée aux matériels importants pour la sûreté des centrales nucléaires, puis par la préparation de l'arrêté français du 26 février 1974, et la constitution au sein des DRIRE d'un Bureau de contrôle des chaudières nucléaires. Selon la tradition réglementaire française, aujourd'hui reprise au plan européen, le règlement se borne à exprimer des objectifs spécifiant la sécurité recherchée. Il laisse le soin à l'industrie de préciser au sein des codes de construction les dispositions pratiques qui permettent d'atteindre ces objectifs, compte tenu de l'état de l'art industriel.

Le travail de codification des règles applicables aux équipements importants pour la sûreté a été engagé en France dès 1978 sur la base d'une expérience de construction fon-

* Association française pour les règles de conception, de construction et de surveillance en exploitation des matériels des chaudières électronucléaires.

dée sur les règles de conception du licencié américain et la pratique industrielle française. Il aboutit à l'édition des règles de conception et de construction (RCC) et à la constitution par les acteurs industriels concernés d'une association, l'AFCEM, pour la gestion de ces codes, dont l'analyse périodique, par l'Autorité de sûreté conduit à l'émission de règles fondamentales de sûreté (RFS) précisant les conditions dans lesquelles ils peuvent être utilisés. Cet effort de codification se poursuit aujourd'hui dans le contexte du projet franco-allemand EPR (European Pressurized Reactor).

Les spécificités des règles applicables aux matériels importants pour la sûreté nucléaire

Les exigences de sûreté nucléaire intègrent trois approches complémentaires formant un système cohérent :

- une approche en termes de barrières, le confinement des matières dangereuses étant assuré par trois barrières successives : l'enveloppe du combustible, la barrière de pression du fluide caloporteur, et enfin l'enceinte de confinement ;
- une approche en termes de défense en profondeur, qui consiste à apporter toutes les garanties au niveau de la conception et de la construction (premier niveau), à concevoir les systèmes susceptibles de répondre aux défaillances (deuxième niveau), et à postuler malgré cela des situations accidentelles hypothétiques (troisième niveau) ;
- une approche en termes de classement des matériels selon leur fonction par rapport aux trois objectifs fondamentaux de sûreté que sont : la maîtrise de la réactivité, l'évacuation de l'énergie produite, et la limitation des rejets radioactifs.

Il résulte de ces exigences une **première spécificité** : les codes de construction devront être structurés en classes ou niveaux de matériels, selon la fonction de sûreté de ces derniers et leurs conditions de fonctionnement, et les règles d'analyse devront prévoir des critères adaptés à des situations qui n'ont pas d'équivalents dans les industries non nucléaires.

Une **deuxième spécificité** est constituée par la taille, l'épaisseur de paroi, et donc le poids des appareils (plusieurs centaines de tonnes pour les plus gros équipements, cuves

et générateurs de vapeur). Ces caractéristiques tombent parfois en dehors du champ couvert par les standards existants, et l'obtention de hautes caractéristiques physiques et mécaniques implique de veiller à la qualification des matériaux, procédés et ateliers et à contrôler étroitement les évolutions techniques afin qu'elles n'introduisent pas de difficultés.



Opération de soudage d'un embout de cuve

Une **troisième spécificité** est constituée par les conditions et les durées de fonctionnement prévues. La garantie de résistance au vieillissement thermique, à la fluence neutronique, à la fatigue, aux différents phénomènes de corrosion, etc., implique que les conditions de réalisation soient stabilisées sur le moyen terme et que le retour d'expérience d'exploitation soit en permanence exploité pour une optimisation des exigences. Il en résulte que les codes de construction pourront restreindre les choix industriels à un nombre limité de solutions dûment qualifiées.

Une **quatrième spécificité** est la nécessité de démontrer la validité des choix effectués. Le jugement de l'ingénieur n'est pas suffisant. Ceci implique en particulier que l'ensemble des conditions de fonctionnement doit être décrit avec soin, que l'exploitant doit vérifier que l'installation reste en service dans des conditions compatibles avec les

hypothèses de conception, et que la démonstration de la tenue de l'appareil doit être apportée dans ces situations. Il est fait appel pour cela à des analyses validées, pour l'ensemble des modes de ruine potentiels : déformation excessive et instabilités, déformation progressive, fatigue, fluage, rupture brutale. Les précautions de réalisation, et les contrôles associés, doivent garantir que la structure ne comporte aucun défaut susceptible de remettre en cause cette démonstration.

Enfin, une **cinquième spécificité** doit être citée, qui est peut-être la plus importante : la nécessité d'apporter la preuve, notamment par la surveillance et l'organisation qualité, que les précautions précédentes ont bien été appliquées, et qu'elles concernent bien le matériel monté sur site. Sur ce plan, comme sur d'autres, l'industrie nucléaire a joué un rôle de précurseur. De son côté toutefois, l'industrie non nucléaire a également progressé sur le plan technique et organisationnel. Il

apparaît donc souhaitable d'effectuer un réexamen périodique de la nécessité de règles spécifiques pour les matériels nucléaires, afin de conserver celles qui sont utiles et d'harmoniser les pratiques lorsque c'est possible dans l'objectif de maintenir le haut niveau de sécurité visé dans les meilleures conditions économiques.



Couvercles de cuve de réacteurs

Technicatome, 40 ans d'expérience de constructeur de chaufferies nucléaires

Par Yannick Le Corre, président directeur général – Technicatome

La première chaudière nucléaire française à eau légère pressurisée a été mise en service au Centre d'études de Cadarache en 1964 ; elle équipait le prototype à terre (PAT) des chaufferies destinées aux sous-marins nucléaires lance engins (SNLE) de première génération.

Conçue par des ingénieurs du CEA et fabriquée, pour la partie appareils à pression du circuit primaire, par l'établissement d'Indret de la Direction des constructions navales (DCN), elle ouvrait la voie au développement des chaudières navales, pris en charge à partir de 1972 par la société Technicatome, filiale dans ce but par le CEA.

La spécificité des chaufferies navales

Destinées à équiper des navires militaires, sous-marins et porte-avions notamment, ces chaufferies ont pour caractéristiques une grande compacité, une souplesse d'utilisation et de très hautes performances de fiabilité et sûreté, permettant de garantir en toutes circonstances la propulsion de la plate-forme, la sécurité des personnels embarqués et, navire au port, celle du public ; d'une puissance environ trente fois plus faible que celle d'un réacteur électrogène de 1400 MWe, le modèle K15 peut être aménagé dans un tronçon de coque de 12

mètres de diamètre environ, le générateur de vapeur servant de couvercle à la cuve ; équipé d'un contrôle-commande numérique et de systèmes de sécurité analogues à ceux d'une centrale EDF, ce modèle répond en outre, pour l'application sous-marin, à des exigences très sévères de discrétion acoustique.

Les acteurs de la propulsion nucléaire

Dans le domaine de la Défense nationale, les maîtres d'ouvrage, donneurs d'ordre pour la conception et la construction des chaufferies navales, sont le CEA pour les réacteurs d'essais à terre et les chaufferies premières du type, et la Délégation générale à l'armement (DGA) pour les chaufferies de série ; la Direction des constructions navales (DCN) est l'architecte naval et le maître d'œuvre du navire ; Technicatome est le maître d'œuvre et le constructeur des chaufferies ; l'établissement d'Indret de la DCN est le fabricant des gros composants des circuits principaux primaire et secondaire. L'exploitant utilisateur est la Marine nationale pour les chaufferies embarquées et Technicatome pour les installations et réacteurs d'essais à terre mis à sa disposition par le CEA à Cadarache.

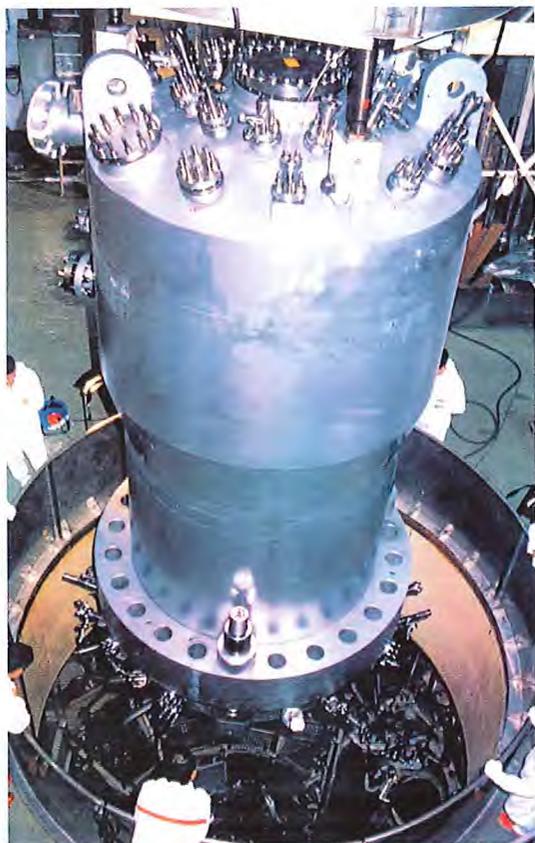
Tous ces acteurs, habitués à travailler ensemble depuis plus de trente ans, ont démontré leur aptitude à répondre aux différents défis des programmes militaires :

- faire accéder la France au club fermé des pays possédant des sous-marins à propulsion nucléaire : le prototype à terre (PAT) diverge à Cadarache en 1964, puis construction de 6 SNLE type le Redoutable ;
- miniaturiser les chaufferies embarquées grâce au concept de chaufferies intégrées pour permettre la construction des plus petits sous-marins nucléaires d'attaque au monde : la CAP démarre à Cadarache en 1975, 6 SNA type Rubis sont construits ;



Le générateur de vapeur du RNG

– maîtriser la discrétion acoustique pour descendre en dessous du bruit de fond de la mer : le RNG, modification de la CAP diverge en 1989, puis construction des SNLE NG type Le Triomphant et du porte-avions Charles de Gaulle en cours d'essais.



Générateur de vapeur de chaudière navale sur pont basculeur

Depuis 1992, les responsabilités étatiques et industrielles des différents acteurs ont été identifiées, séparées et accompagnées par la mise en place de relations contractuelles claires.

Par ailleurs, les chaufferies navales relèvent des Autorités de sûreté de la Défense : la Commission mixte de sûreté (CMS) pour les navires militaires et leur soutien, la Commission centrale de sûreté des installations atomiques (CCSIA) pour les installations à terre relevant du ministère de l'industrie et classées secrètes ; dans les deux cas, l'IPSN assure l'expertise technique indépendante pour le compte de ces Autorités.

L'organisation du contrôle de la construction

La construction des chaufferies nucléaires embarquées sur les SNLE NG Le Triomphant et Le Téméraire et sur le porte-avions Charles

de Gaulle a été contrôlée par le Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN), mandaté par le maître d'ouvrage de ces chaufferies, le directeur délégué à la propulsion nucléaire (CEA/DDPN). Ces contrôles, effectués en référence à l'arrêté des Mines du 26 février 1974 et à sa note circulaire, ont porté sur la conception de ce nouveau type de chaudière, ainsi que sur la partie finale de la réalisation des chaufferies du SNLE « Téméraire », deuxième de série des SNLE NG, et du porte-avions.

Pour le troisième de série, le SNLE « Le Vigilant » en cours de construction, le directeur de programme de la DGA, le MOP Coelacanthe, devient directement responsable de la sûreté nucléaire de la chaufferie. Il s'appuie sur le Service technique mixte de propulsion nucléaire (STXN) pour les questions techniques relatives à la chaufferie nucléaire, et lui confie la responsabilité du contrôle des circuits principaux primaires et secondaires. Le STXN devient ainsi l'Organisme chargé du contrôle (OCC) au sens de l'instruction technique IT 7516 de la DGA/DCN ; cette instruction reprend en grande partie les textes de l'arrêté du 26/2/74, en introduisant des spécificités propres à la propulsion nucléaire, et en étendant le champ d'application au circuit secondaire principal (CSP).

Pour accomplir sa mission d'OCC, le STXN s'appuie sur :

- le service qualité de la DGA (DPM/SQ) pour la surveillance du respect des exigences d'assurance qualité et de la réalisation ;
- le BCCN pour les contrôles spécifiés dans l'IT 7516, qui concernent le constructeur et les fabricants.

Par ailleurs, un groupe d'experts pour la qualité des circuits principaux (GE/QCP), issus de la DGA, du CEA, de la DCN, de TA et de l'IPSN et délibérant sous la présidence du chef du STXN, émet des avis sur les rapports de synthèse de l'OCC ; ces avis sont transmis vers le MOP Coelacanthe, puis vers l'Autorité de sûreté (CMS).

Pour le quatrième SNLE NG de série, le MOP Coelacanthe vient de confier la mission d'OCC au BCCN, par protocole.

Une mission comparable a été proposée au BCCN par le CEA/DDPN pour le contrôle des circuits principaux du réacteur d'essais (RES) en cours de construction à Cadarache ; ce réac-

teur, qui à partir de 2006 remplacera le RNG, est destiné à la qualification de combustibles et de concepts évolutifs pour les chaufferies navales, ainsi qu'à la formation des équipages.

Les intérêts d'un contrôle indépendant

Dans les activités nucléaires, le contrôle indépendant est une pratique bien établie, souhaitée et voulue par Technicatome, maître d'œuvre et constructeur, responsable contractuellement de ses prestations devant ses clients.

Ce contrôle oblige Technicatome à présenter des preuves objectives, argumentées et tracées qui attestent de la qualité des prestations et développent une culture de transparence et de progrès maîtrisée, renforçant sa crédibilité de concepteur et d'industriel ; les missions spécifiques confiées au BCCN pour les chaudières navales permettent un dialogue technique fructueux avec un organisme disposant d'une expertise importante, alimentée par le développement du programme électronucléaire français ; Technicatome veille à ce que ce dialogue technique soit réel, sans être amoindri par une pratique du contrôle basée sur la stricte conformité à des critères.

D'autres aspects doivent continuer à être améliorés pour le contrôle des chaudières

navales : l'organisation du contrôle des circuits principaux, qui ne correspond pas à une structure réglementaire, est complexe, encore en évolution, et peu lisible de l'extérieur ; la culture du contrôle indépendant n'est pas encore développée au même degré chez tous les intervenants ; des réticences demeurent, qui seront d'autant mieux levées que l'industriel et le contrôleur le pratiqueront dans le respect mutuel ; enfin certaines exigences formulées par le contrôleur, s'appuyant souvent sur des références du nucléaire civil, ne correspondent pas toujours aux données de conception ou de réalisation des chaufferies navales ; le cas échéant, c'est une opportunité donnée au constructeur pour justifier et pour consolider les choix qu'il a retenus.

Conclusion

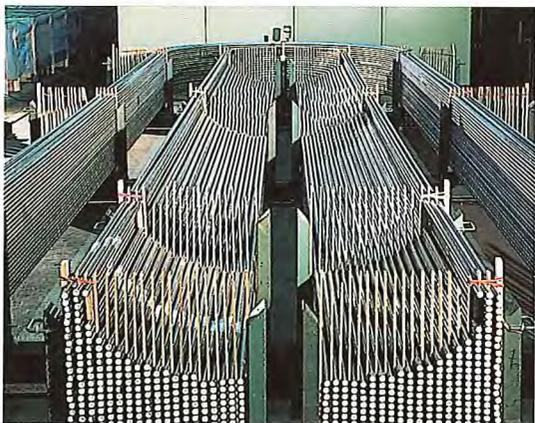
L'avenir des réacteurs nucléaires à terre ou embarqués reposera en grande partie sur la confiance de l'opinion publique vis-à-vis des organisations étatiques et industrielles en charge du système nucléaire.

Malgré leur classement secret, les chaufferies nucléaires navales doivent répondre aux mêmes critères de rigueur que le nucléaire civil. Un contrôle indépendant similaire aux réacteurs électrogènes est une des bonnes pratiques pour y parvenir.

La qualité nucléaire : le point de vue d'un industriel

Par **Alain Honnart**, directeur industriel – Groupe Vallourec

Fournisseur de tubes en aciers alliés ou inoxydables, en alliages de nickel ou de titane, à des clients aussi variés que les compagnies pétrolières, les constructeurs automobiles ou aéronautiques, les industries mécaniques les plus diverses, les fabricants de circuits, d'échangeurs, de chaudières, voire le bâtiment, le Groupe Vallourec est confronté à une grande variété d'attentes qualité.



Faisceau de tubes de générateur de vapeur en cours de conditionnement final

Plusieurs produits du Groupe entrent dans la construction ou la maintenance des centrales nucléaires ou dans le cycle du combustible, et cela depuis les années 60. Vallourec a donc l'expérience des exigences qualité du nucléaire aussi bien en France qu'à l'export, qui représente aujourd'hui la majorité de notre activité.

Afin d'apporter aux clients des réponses mieux adaptées à leurs besoins, le Groupe Vallourec s'est structuré en nombreuses filiales, chacune spécialisée sur un marché et un type de produit.

La direction générale maintient entre ces filiales une cohérence de vision et de méthodes en matière de développement, d'investissement, de gestion sociale et bien entendu de qualité.

La direction qualité impose des axes de progrès communs à l'ensemble du Groupe, audite les performances et assure une fertilisation croisée entre les référentiels qualité et les pratiques propres à chaque secteur de marché.

Cette connaissance des approches qualité aussi variées que celles du pétrole, de l'aéronautique, de l'automobile ou du nucléaire permet d'enclencher les processus de progrès par échanges entre filiales du Groupe.

Il m'a paru intéressant pour le présent numéro de la revue Contrôle de comparer, au sein du secteur nucléaire, notre expérience des approches française et étrangère.

Dans une deuxième partie, je tenterai une comparaison entre les approches qualité du nucléaire et de l'automobile, telles que nous les percevons.

Loin de vouloir tirer des conclusions sur des sujets aussi délicats, j'essaierai à la fin de cet article d'évoquer quelques pistes de progrès possibles.

La qualité nucléaire en France et à l'étranger

Les industries nucléaires en France et à l'étranger présentent à la fois un point commun et une différence importante :

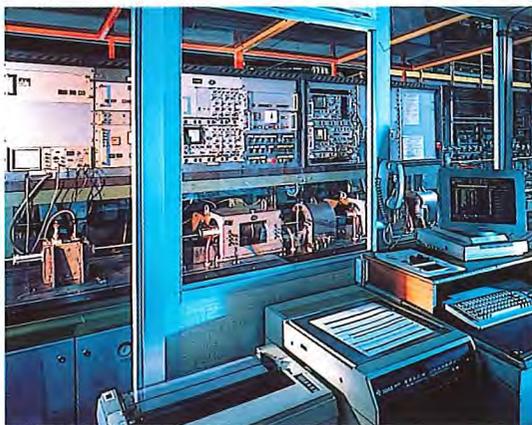
- le point commun est la peur de l'accident grave dont les conséquences peuvent être catastrophiques pour les populations... mais aussi pour la pérennité de la filière nucléaire ;
- la différence fondamentale réside dans le choix en France d'une forte standardisation pour jouer à fond l'effet de série, à opposer à la diversité des solutions et des intervenants à l'étranger.

Le premier point impose dans tous les cas la constitution d'une documentation importan-

te qui doit permettre de retracer l'histoire complète de la fabrication d'un produit à tout moment de la durée de vie d'une centrale. Ce souci de documentation porte sur tous les aspects de la traçabilité, mais aussi, bien sûr, sur tous les éléments de spécifications complexes et en constante inflation « pour prévenir les risques ».

La complexité des spécifications, et le fait qu'elles portent à la fois sur le produit, le processus voire l'administration des commandes, exigent un certain surdéveloppement de la surveillance, au risque que celle-ci finisse par porter davantage sur des éléments documentaires de la conformité que sur celle de caractéristiques physiques des produits.

Le souci de conformité aux spécifications exhaustives tend à surdévelopper la surveillance des processus et des procédures et le contrôle final des produits.



Contrôle non destructif des tubes de générateur de vapeur

Le deuxième point entraîne, en France, un souci accru de l'invariabilité des processus qualifiés, motivé par le concept de centrales standardisées mais agissant incontestablement comme un frein au progrès.

Le tableau de la page 51 permet de mettre en évidence les principales différences entre les approches française et étrangère pour nos produits.

La qualité nucléaire par rapport à la qualité automobile

Dans le domaine automobile, l'enjeu d'un incident est évidemment plus limité en termes de conséquences. Les actions correctives sont plus faciles (rappels de véhicules). Par contre, les enjeux économiques s'imposent plus fortement et plus directement.

Les systèmes font référence explicite au TQM et privilégient donc le progrès continu tant en termes de qualité que de coût : les outils statistiques sont abondamment utilisés et on privilégie la mise sous contrôle des processus techniques ou humains.

Le tableau de la page 52 permet de comparer sur certains points les 2 approches.

Conclusions

L'exigence de qualité automobile est certainement aussi forte que celle du nucléaire. Les moindres conséquences autorisent plus facilement l'erreur exceptionnelle (au niveau du ppm) et facilitent donc la délégation.

Mettant l'accent sur la formation et la qualification des opérateurs, ainsi que sur leur implication systématique dans des démarches de progrès, elle permet de justifier plus facilement cette délégation.

L'utilisation systématique d'outils statistiques, de méthodes d'analyse type AMDEC, l'accent mis sur l'analyse de capacité des équipements, constituent un exemple dont le nucléaire pourrait s'inspirer pour quantifier ses choix et faciliter l'évolution des spécifications.

Facilitant le progrès tout en sécurisant les acquis, et en permettant la délégation, l'approche « automobile » de la qualité pourrait aider l'industrie nucléaire à réduire ses coûts et redonner à la filière nucléaire l'avantage de compétitivité qui lui est nécessaire pour garder une place prépondérante dans la génération d'électricité au siècle prochain.

	France	Etranger
Référentiels décrivant – assurance qualité – règles de l’art – spécifications – géré par	– RCCM (ISO 9000 pour certains produits) – AFCEN qui est donc juge et partie	– code ASME – ASME organisme indépendant
Bases de qualification des fournisseurs – certification AQ prise en considération – objet des audits complémentaires – Qui audite ? – délégation audit fournisseur rang n + 1	– aucune – AQ RCCM – qualité, traçabilité et exactitude de la documentation et certification fournisseur sur contrats récents ou en cours. – le client direct + EDF + BCCN – rare	– QSC, ASME – AQ, ASME – 10 CFR 21, 5Q etc. – le client direct (<i>parfois</i> le client final) – oui
Qualification produit Process – programme de fabrication et de contrôle négocié entre client et fournisseur – Qui approuve et enregistre ? – facilité d’évolution des dispositions process – présérie – exploitation performances en service	– PTF – le client direct – EDF – BCCN – très difficile – étude d’impact par rapport à l’art antérieur – peut être demandée pour tout changement PTF – oui, facilitée par la standardisation	– MITP – le client direct – assez facile – étude d’impact par rapport aux propriétés contractuelles seules. – lot précurseur de chaque contrat – peu
Surveillance de l’exécution des commandes – modalité surveillance client – délégation surveillance fournisseur rang n + 1 – contrôle acceptabilité matériau de base	– surveillance mise en œuvre du PTF – contrôle de la certification et des essais – réception des tubes finis – surveillance traçabilité des modes opératoires – possible mais supercontrôle EDF voire BCCN – surveillance par client + EDF + BCCN	– surveillance mise en œuvre du MITP – contrôle de la certification et des essais – réception des tubes finis – contrôles produits par sondage – oui – vérification mise en œuvre dispositions ASME

On peut résumer ce tableau en disant que le système français se caractérise par un manque de délégation au client et au fournisseur et par une plus grande difficulté à faire évoluer les processus. A l’inverse, il intègre plus efficacement le retour d’expérience de l’utilisateur final.

	Nucléaire	Automobile
Référentiels – désignation – géré par	– RCCM ou code ASME – AFCEN ou ASME	– EAQF ou QS9000 – FIEV
Base de qualification du fournisseur – certification AQ prise en compte – suffit-elle ? – objet des audits complémentaires – Qui audite ? – délégation fournisseur rang n + 1 – exigence de progrès vers la qualité totale	– rien ou QSC ASME – non – AQ RCCM ou ASME – client + client du client + administration – rare (France) oui (export) – non	– EAQF ou QS 9000 – oui (France) non (export) – qualité de l'organisation sur le plan : <ul style="list-style-type: none"> • maîtrise des processus • progrès qualité permanent • outils qualité totale – client – oui – oui
Qualification produit Process – sur quoi porte la revue critique par le client ? – utilisation des notions de capabilité process – facilité d'évolution des dispositions process – obligation de progrès par rapport aux préséries – exploitation performances en service	– surveillance des changements du process sur les opérations décrites – non – difficile – impact sur propriétés contractuelles (+ art antérieur) – non – oui (France) – qualitatif	– fiabilisation du process et du produit à travers des dispositions MSP pour éléments déterminés par analyses AMDEC – oui + plan d'amélioration des capacités – facile – impact sur fiabilité qualité à travers indicateur MSP – oui – oui quantitatif (indicateurs)
Surveillance de l'exécution des commandes – modalité surveillance client – délégation surveillance au fournisseur rang n + 1	– surveillance mise en œuvre PTF – réception finale – contrôle des essais – rare en France – oui étranger	– indicateurs produits suivis <ul style="list-style-type: none"> • Par fournisseur systématiquement • Par client sur incident (démérite, ppm) avec objectifs négociés – indicateurs MSP fournisseur convenus – oui

On peut résumer ce tableau en disant que le système automobile est fondé sur une délégation contrôlée par des indicateurs quantitatifs nombreux. Il facilite la création d'une dynamique de progrès et met l'accent sur la capacité des processus.

Point de vue extérieur

Le talon d'Achille d'EDF : les aciers

Par Raymond Sené, membre du Groupement de scientifiques pour l'information sur l'énergie nucléaire (GSIEN)

En 1993, l'IPSN commençait un article sur le vieillissement des centrales par la définition suivante extraite du Petit Robert : « *le vieillissement, ensemble des phénomènes qui caractérisent l'affaiblissement de la vitalité et l'évolution de l'organisme vers la mort* ».

L'IPSN ajoutait « *pour les centrales nucléaires, il n'existe pas de définition reconnue* ».

Depuis les premières fissures révélées par des syndicalistes en 1979 (et niées évidemment) la sûreté a fait de gros progrès, et ce phénomène inéluctable mais mal connu fait l'objet d'études approfondies. De fait, la fissuration des aciers était prévue comme un des symptômes de leur vieillissement sous irradiation. La voir apparaître comme maladie de jeunesse a bouleversé les idées reçues.

L'enjeu est d'importance : pourra-t-on mener les réacteurs nucléaires jusqu'à 40 ans et plus (60 ans rêve-t-on parfois) ?

Il est clair que toute une série d'équipements peuvent être changés, mais à quel prix financier et humain (doses radioactives), le bilan reste à faire. Par contre, il y a des éléments incontournables comme la cuve, le bâtiment réacteur, et même les faisceaux de câbles, passant dans des endroits impossibles, ce qui rend leur échange d'un coût prohibitif.

Je ne ferai pas l'injure de suspecter les métallurgistes de ne pas étudier les problèmes, mais il y a toujours un stade où la prise de décision devient un compromis entre coût et sûreté. Tout est économie, même la sûreté.

On voit paraître deux philosophies :

– mettre des rustines, sans essayer de remettre en cause une conception erronée. L'exemple des manchons en inconel 600 des traversées des couvercles de cuve est caractéristique. L'inconel 600 était connu depuis 1959 pour son extrême sensibilité à la corro-

sion sous tension dans l'eau, et néanmoins utilisé. Sur les nouveaux couvercles, un autre alliage moins sensible a été utilisé. Mais on n'a pas changé pour autant la conception de ces traversées, pour la plupart obliques, sans bossages, donc sans équilibre des contraintes. La cause mécanique de la fissuration existe toujours même si on a utilisé une nuance d'acier moins fragile ;

– la « justification ». Dans la vie courante on justifie une décision. Dans l'industrie nucléaire on justifie, a posteriori, une erreur. Cela consiste « à affiner les calculs pour justifier un défaut de construction ». Ce qui peut se traduire en langage courant : on joue avec les paramètres (mal connus) utilisés dans un calcul jusqu'à ce que le résultat de ce calcul soit satisfaisant (et conforme aux vœux de l'industriel). Malheureusement, la justification ne fait pas disparaître une fissuration, un défaut. Elle permet de repousser à plus tard une réparation, la rendant souvent plus difficile et plus chère en dose sur les équipes techniques.

L'évolution des matériaux sous irradiation, dans des champs de contrainte thermique, mécanique, chimique, fait partie des secteurs de la mécanique les moins bien connus. Les modèles donnant les vitesses de déplacement des agrégats et des lacunes se créant sous irradiation neutronique sont empiriques, et la recherche du mélange miracle en la matière relève actuellement plus du pifomètre et de la poudre de perlimpinpin que des sciences exactes. C'est déjà problématique pour les REP avec du combustible standard, mais dans ces conditions, l'usage du MOX pose des problèmes loin d'être résolus. Son utilisation peut se révéler contraire aux objectifs « durée de vie ». Comme quoi politique, économie, mécanique et sûreté ne sont pas toujours conciliables.

Le remplacement des pièces défectueuses, couvercles de cuves (sur 24 REP), générateurs de vapeur (sur 7 REP), canalisations, etc., se poursuit.

Quel bilan peut-on tirer de ces travaux ?

Combien de fois faudra-t-il remplacer de tels éléments pour prolonger les REP ?

Et surtout, est-ce que ces changements ne vont pas induire d'autres défauts : tenue des soudures et des nouvelles nuances d'acier ?

Un commentaire revient avec constance dans l'analyse des défauts : « *la découverte de ces anomalies conduit à s'interroger sur la qualité de la fabrication... d'une part, et d'autre part sur les raisons pour lesquelles les défauts de fabrication n'ont pas été détectés plus tôt en particulier pendant les contrôles qui précèdent la mise en service des réacteurs* » (dossier EDF, décembre 1992). Ce commentaire s'applique aussi bien aux grappes de contrôle qu'aux sous-épaisseurs des coudes moulés des canalisations du circuit primaire. Plus récemment, il s'applique aussi aux tirants des puits de cuve. Ces tirants indispensables en cas de séisme ont été trouvés cassés (fragilité du métal utilisé, en particulier à la corrosion) ou desserrés (anomalies à la construction et non-prise en compte d'un phénomène de fluage de l'acier).

Cependant, on découvre toujours de nouveaux points faibles, car, si les premiers étaient des défauts de jeunesse, ceux des années 98 sont dus au vieillissement. Le projet « durée de vie » ne pourra pas faire l'impasse sur l'analyse de ces imperfections (?) tout autant que sur la tenue des cuves et des enceintes. Ces deux derniers éléments conditionnent l'avenir des réacteurs et la mise à plat des dossiers de fabrication y participe.

L'analyse des éprouvettes permettant le suivi de la cuve a révélé que la température de transition ductile-fragile était passée des - 30 °C initiaux à + 30 °C et même + 70 °C. L'étude des éprouvettes utilise une méthode de destruction des échantillons. Le suivi est donc entaché d'une large erreur. De plus, le phénomène est mal compris, ce qui conduit à des formules comportant des paramètres inconnus que l'on ajuste à chaque vérification.

Or les cuves ne sont qu'à la moitié de leur vie, et les courbes d'évolution de cette température sont trop empiriques pour que l'on puisse conclure. Le principe de précaution nous conduit plutôt à penser que ce ne sera déjà pas mal si elles vivent 30 ans.

Quant aux enceintes, matériel non remplaçable, le béton et son évolution dans le temps restent le point très sensible. Le recul n'est pas suffisant sur les bétons précontraints. L'étanchéité n'est pas non plus parfaite, et son évolution dans le temps imprévisible, car les modèles sont également peu représentatifs.

Comme il est noté dans *Les défis du CEA (1998)* : « *à mi-parcours de leur durée de vie d'origine, l'espérance de vie des centrales va-t-elle s'allonger, et de combien d'années ? On ne connaît pas la réponse. Car, elle dépendra d'abord d'un avis favorable de la DSIN, l'Autorité de sûreté. Et, ensuite, de la rationalité économique de l'exploitant dans l'arbitrage entre le coût de la maintenance et la recette escomptée* ».

Les accidents de Three Mile Island, puis de Tchernobyl, ont montré l'importance d'une sûreté de qualité, alliée à une information et une écoute du personnel. La DSIN qui assure un suivi des installations, peut paraître tatillonne sur certains dossiers mais son action soutenue contribue à une surveillance des points sensibles.

Si le coût du programme (frisant les 1000 milliards globalement en comptant recherche et réalisation industrielle) conduit l'industriel sur la voie « durée de vie », les divers incidents plus ou moins graves, plus ou moins réparables, doivent au contraire nous pousser à vérifier que les installations peuvent fonctionner en toute sûreté et ne pas hésiter à les arrêter le cas échéant.

La sûreté et donc la sécurité des populations exigent un contrôle sans faille. Nos systèmes de contrôle se sont améliorés depuis 1986. Toutefois, la DSIN gagnerait en efficacité si ses appuis techniques étaient plus diversifiés. Ils sont encore trop liés aux milieux des promoteurs du nucléaire.

« CONTROLE * »

LA REVUE DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE »

BULLETIN DE

1^{er} ABONNEMENT

ou

MODIFICATION DE VOTRE ABONNEMENT

N° D'ABONNÉ

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

NOM

Prénom

Société ou organisme

Division ou service

Fonction

Adresse Professionnelle ou Personnelle *Cocher la case correspondante*

.....

.....

Code postal Ville Pays

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

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

Oui Non

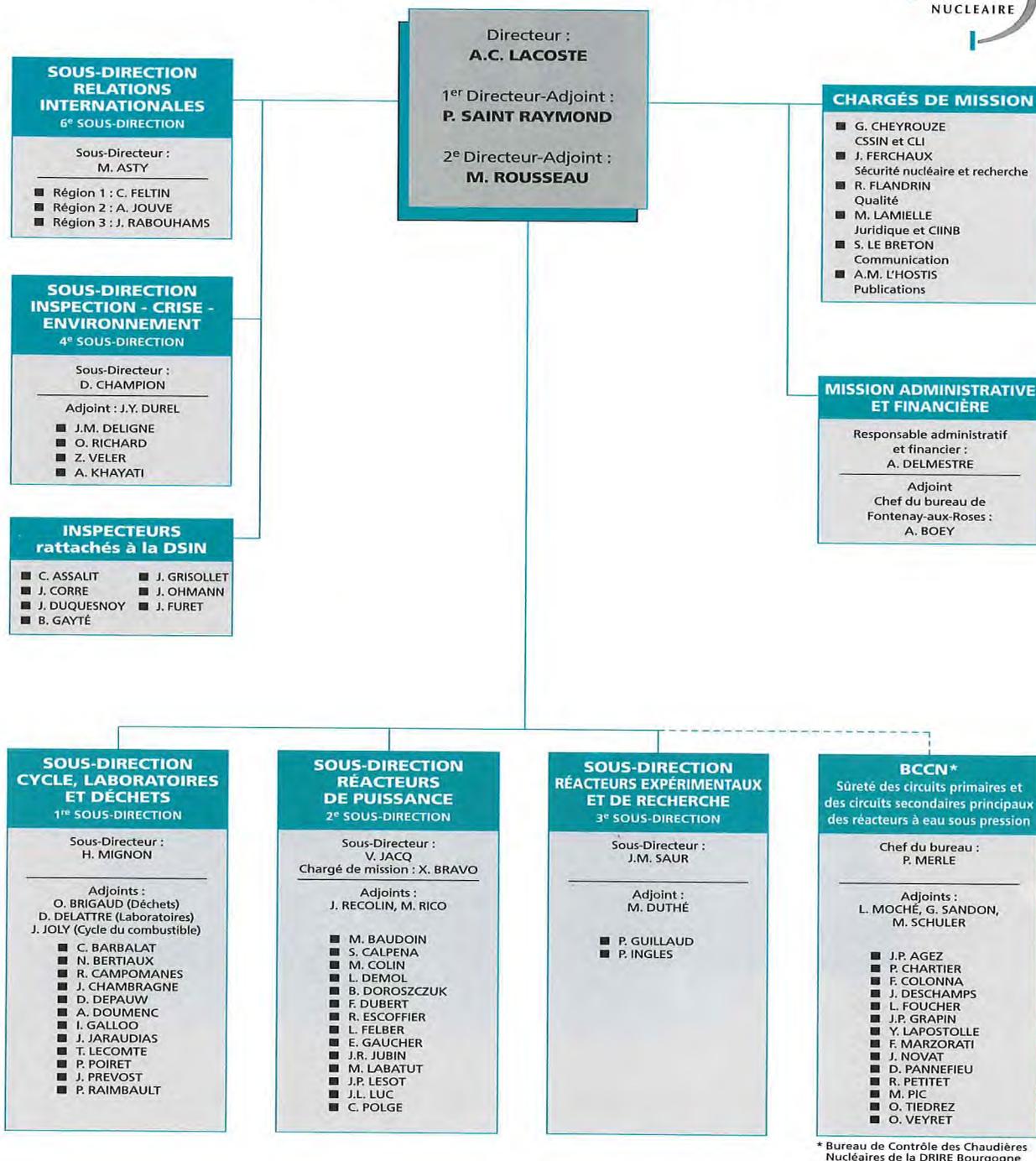
2. *A laquelle de ces catégories appartenez-vous ?*

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

* Abonnement gratuit.

Direction de la sûreté des installations nucléaires

Organigramme au 1^{er} avril 1998



CONTRÔLE, la revue de l'Autorité de sûreté nucléaire,
est publiée conjointement par le ministère de l'économie, des finances et de l'industrie
secrétariat d'état à l'industrie
et le ministère de l'aménagement du territoire et de l'environnement
99, rue de Grenelle, 75353 Paris 07 SP. Diffusion : Tél. 33 (0) 1 43.19.32.16

Directeur de la publication : André-Claude LACOSTE, directeur de la sûreté des installations nucléaires
Rédacteur en chef : Anne-Marie L'HOSTIS
Assistante de rédaction : Christine MARTIN
Coordination du dossier : Philippe MERLE
Photos : EDF (H. Cazin, J.P. Salomon), DSIN (C. Feltin) et FRAMATOME

ISSN : 1254-8146

Commission paritaire : 1294 AD

Imprimerie : Louis-Jean, BP 87, GAP Cedex

LE MAGAZINE TÉLÉMATIQUE MAGNUC



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

En France : 36 14

A l'étranger : 33 8 36 43 14 14

Code : MAGNUC