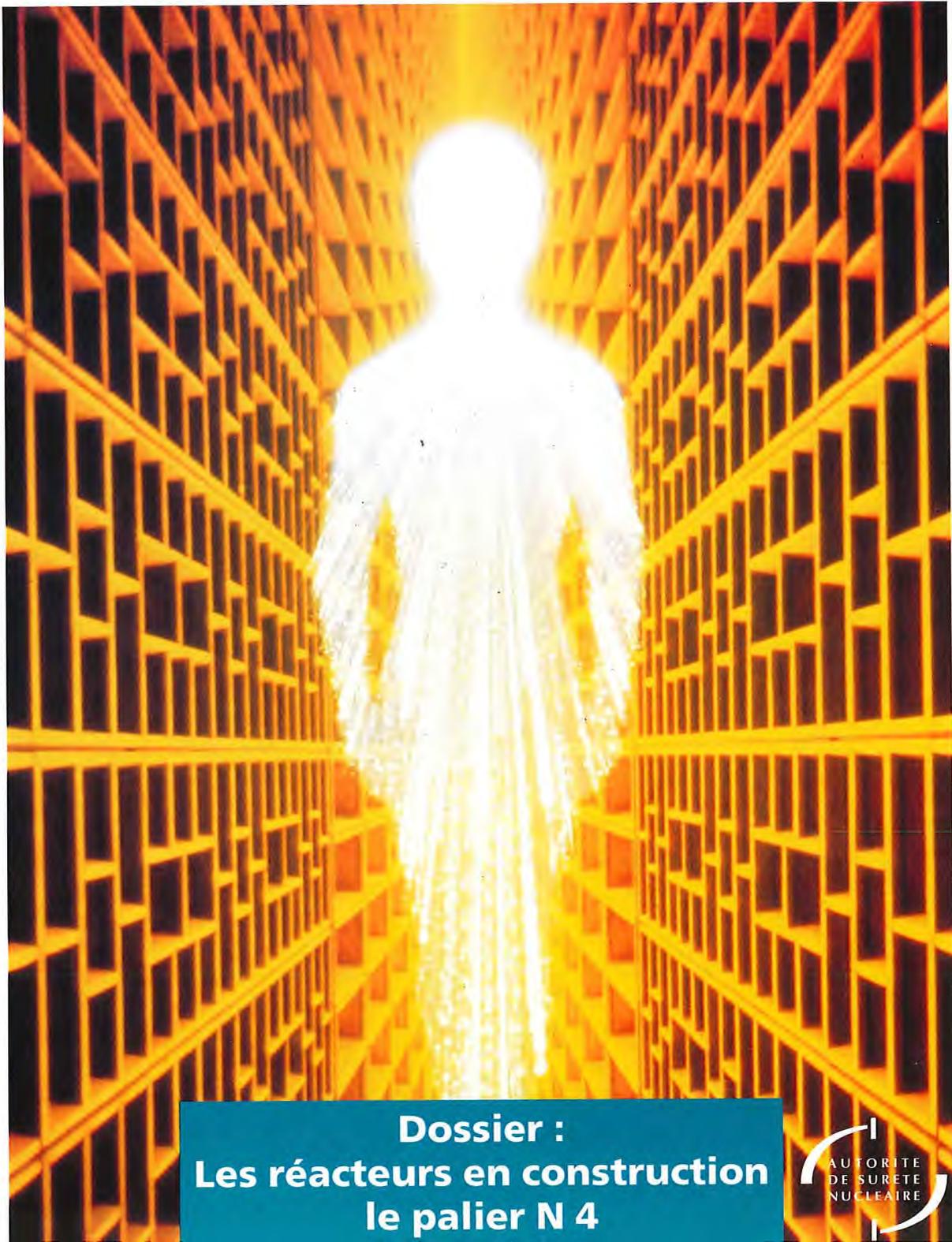


C O N T R O L E

LA REVUE
DE L'AUTORITÉ
DE SÛRETÉ
NUCLÉAIRE
N°107
OCTOBRE 95

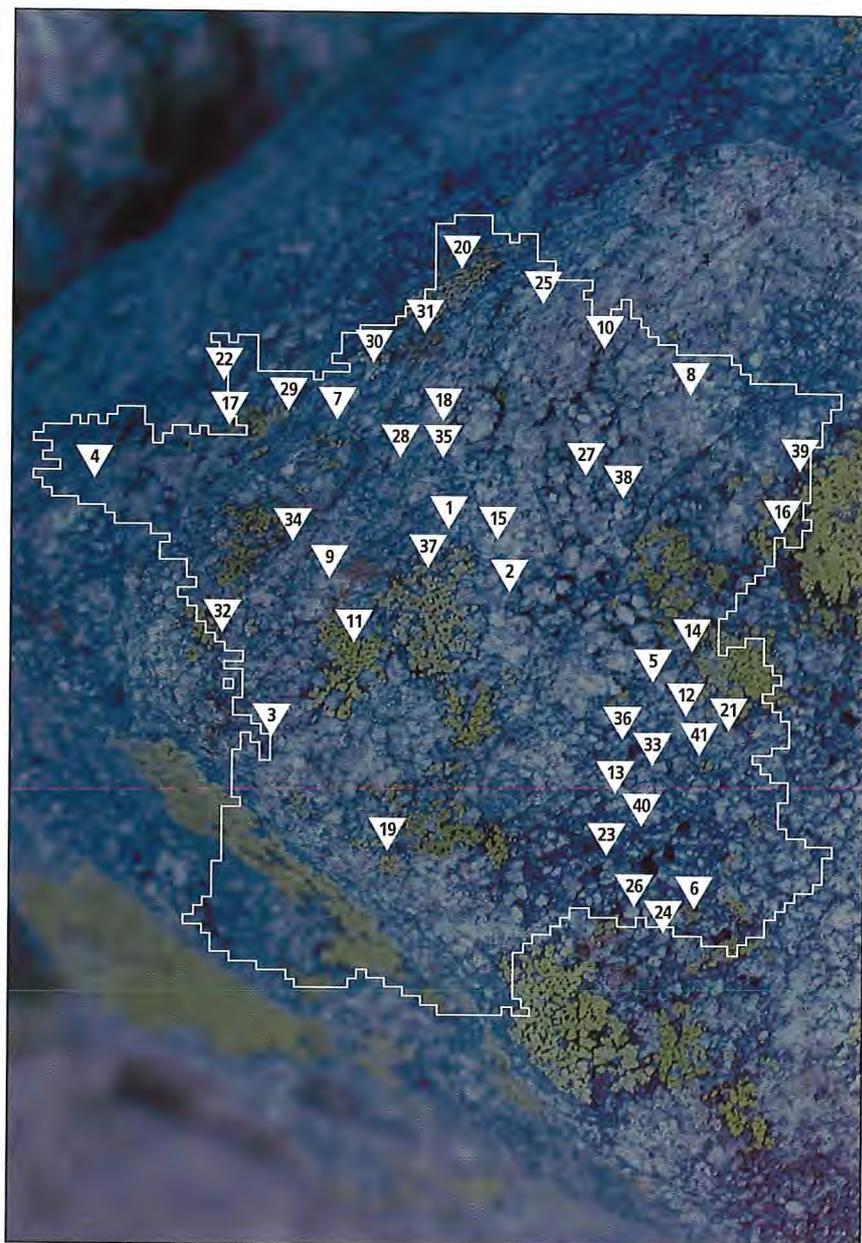


Dossier :
Les réacteurs en construction
le palier N 4



Les installations

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



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

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

Dans ce numéro 107, nous revenons au présent, en parlant des réacteurs électronucléaires en construction en France : ils relèvent du palier N4 ; deux ont été lancés à Chooz, deux à Civaux, et le premier d'entre eux, Chooz B1, devrait sous peu être mis en service. C'est la raison du choix du thème de ce numéro, qui comporte, comme les autres, un certain nombre de points de vue d'acteurs et d'observateurs diversifiés.

Le thème du prochain numéro de Contrôle devrait être la gestion des crises.

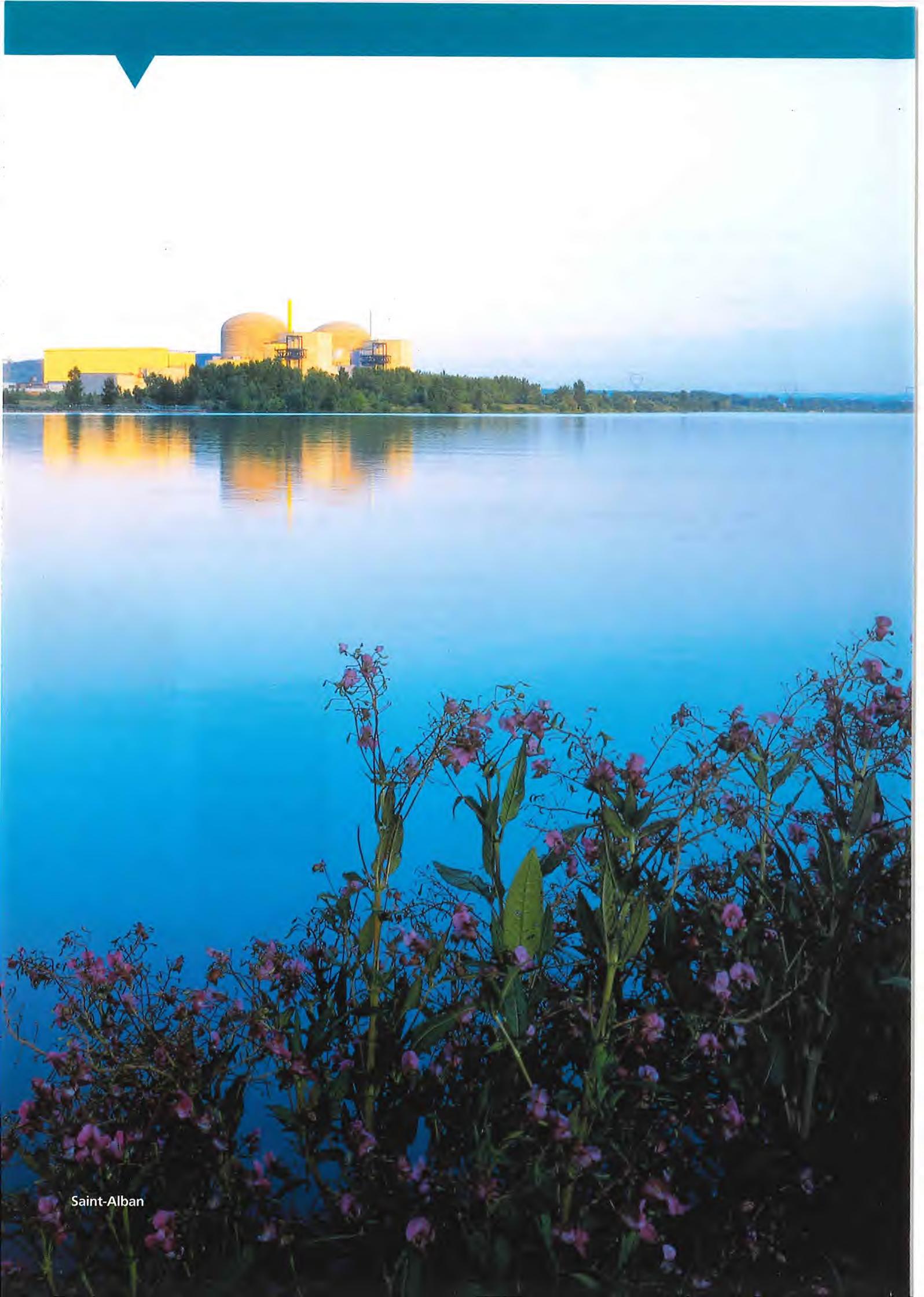
André-Claude LACOSTE
Directeur de la Sûreté
des Installations Nucléaires



Sommaire

- 2 Les installations
- 20 En bref... France
- 21 Relations internationales
- 24 Dossier : Les réacteurs en construction – le palier N4





Saint-Alban

Les installations

Au cours des mois de juillet et d'août, 25 événements ont été classés au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES, dont 20 dans les centrales et 5 dans les autres installations. Aucun événement n'a été classé au niveau 2 ou au-dessus. Par ailleurs, 66 inspections ont été effectuées.

Les installations non mentionnées dans cette rubrique n'ont pas fait l'objet d'événements notables en termes de sûreté nucléaire.

Le repère ► signale les différents exploitants d'un même site géographique.

Anomalie générique

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

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

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

Sur les générateurs de vapeur de Fessenheim 2, les plaques entretoises sont en acier ferritique. Les investigations complémentaires menées par l'exploitant ont permis de préciser :

- qu'une douzaine de tubes ne sont plus soutenus par la plaque entretoise supérieure sur le générateur de vapeur le plus affecté ;
- que le nettoyage chimique de ces générateurs de vapeur, réalisé en 1992, était à l'origine de ces dégradations.

Le réacteur 2 de Fessenheim a été autorisé à rediverger pour un an le 13 juin après mise hors service, par bouchage à titre provisoire, d'une centaine de tubes sur chacun des générateurs de vapeur concernés. En effet, pour ces tubes mal soutenus, le risque d'instabilité vibratoire, et donc de rupture à terme, ne peut pas être totalement exclu dans l'état actuel des études en cours.

De plus, un suivi particulier en service des fuites primaire/secondaire des générateurs de vapeur a été imposé par la DSIN.

L'exploitant doit fournir, d'ici fin octobre, les premiers résultats des analyses complémentaires demandées, ainsi que des propositions de réparation définitive de ces appareils à mettre en œuvre lors du prochain arrêt.

b) Depuis la découverte faite à Fessenheim, l'exploitant a apporté une attention particulière à l'analyse des résultats des contrôles réalisés sur les autres réacteurs en cours d'arrêt. Ces contrôles ont permis de mettre en évidence des dégradations de plaques entretoises sur certains générateurs de vapeur des réacteurs de Saint-Laurent B2, Dampierre 4, Tricastin 2, Blayais 1, Bugey 4, Tricastin 3 et Gravelines 2. Or, ces générateurs de vapeur n'ont jamais subi de lessivage chimique.

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

- était présente depuis de nombreuses années ;
- ne semble pas évolutive ;
- concerne en général peu de tubes (20 maximum par générateur de vapeur).

En outre, la comparaison des différents générateurs de vapeur affectés fait apparaître que les dégradations sont principalement situées dans une même zone périphérique. Quelques dégradations ponctuelles sont sporadiquement

rencontrées au milieu du faisceau tubulaire.

En l'absence des résultats définitifs des études engagées, le traitement appliqué avant redémarrage des réacteurs concernés est similaire à celui mis en œuvre sur Fessenheim 2. Il consiste à mettre hors service les tubes concernés, et dans certains cas les tubes environnants lorsque le risque vibratoire peut être plus élevé.

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

Ce nouveau problème revêt donc un aspect générique pour les 17 réacteurs possédant encore des générateurs de vapeur de type 51 A ou M équipés de plaques entretoises percées en acier ferritique, soit un tiers du parc. Il est à noter que les générateurs de vapeur de Saint-Laurent B1, de type 51 M, sont en cours de remplacement par des générateurs de vapeur de nouvelle génération, comportant des plaques entretoises d'un modèle identique à celles équipant les autres générateurs de vapeur du parc. Ces plaques entretoises sont en acier inoxydable et de conception différente.

Parmi ces 17 réacteurs :

- 11 ont déjà été contrôlés et 8 d'entre eux, précédemment cités, sont affectés (Fessenheim 2, Saint-Laurent B2, Dampierre 4, Tricastin 2, Blayais 1, Bugey 4, Tricastin 3 et Gravelines 2) ;

- 4 ne devraient pas être contrôlés avant 1996 ; les contrôles antérieurs seront relus avant la fin de l'année 1995 ;

- 1 (Dampierre 3) comporte des générateurs de vapeur 51 M qui seront remplacés en fin d'année ;
- les résultats du dernier (Tricastin 1) seront connus d'ici fin octobre.

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

Les inspections télévisuelles, réalisées pour tenter d'expliquer l'origine de cette évolution, mettent en évidence deux grands types de dégradations :

- les cassures telles que celles vues à Saint-Laurent B2, dont l'origine pourrait être attribuée à la fabrication et qui n'évoluent pas dans le temps ;
- l'élimination progressive de certains ligaments de métal séparant les différents trous. Un phénomène de corrosion, qui reste à confirmer, pourrait être la cause de cette évolution.

Face à ces nouvelles données sur l'évolution et l'ampleur du phénomène, l'exploitant de Gravelines 2 a décidé de proposer une nouvelle stratégie de réparation. Celle-ci s'appuie sur les derniers résultats des études complémentaires de comportement des tubes qui ne seraient plus soutenus localement. L'acceptation de ces justifications par l'Autorité de sûreté nucléaire constitue un préalable à la mise en application de cette stratégie de réparation et à l'autorisation de divergence du réacteur Gravelines 2.

d) A la suite de la mise en évidence du problème générique des plaques entretoises des générateurs de vapeur, l'exploitant va réaliser, à la demande de l'Autorité de sûreté nucléaire, et d'ici mi-1996, une revue technique complète de la conception des éléments internes des générateurs de vapeur pour rechercher d'autres éventuels problèmes potentiels et permettre d'anticiper les actions correctives nécessaires.

Un premier point de l'avancement de cette réflexion sera présenté à l'Autorité de sûreté nucléaire au cours du dernier trimestre 1995.

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

2

Belleville
Cher

Réacteur 1

Le réacteur est en prolongation de cycle depuis le 4 août.

3

Blayais
Gironde

► **Centrale EDF**

L'inspection du 20 juillet avait pour objet d'examiner les actions de l'exploitant en matière de formation des prestataires, notamment la façon dont il s'assure de l'adéquation entre la compétence acquise par l'intervenant au cours de sa formation et la tâche à réaliser.

Réacteur 1

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

L'inspection du 11 juillet a porté sur les travaux effectués pendant cet arrêt. Les inspecteurs ont examiné l'organisation du site en matière de requalification après intervention, c'est-à-dire l'organisation des essais réalisés avant la remise en service d'un matériel après une intervention de maintenance. Une visite sur un chantier de remplacement d'une pompe du système de contrôle volumétrique et chimique a été réalisée.

Le réacteur a redémarré le 1^{er} août.

Réacteur 3

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 12 août pour visite partielle et rechargement en combustible.

Réacteurs 3 et 4

Un incident est survenu le 21 juillet : alors que les 2 réacteurs étaient en fonctionnement, l'exploitant a constaté une erreur de câblage sur l'un des dispositifs

d'ouverture du système de contournement vapeur de la turbine. Le système de contournement de la turbine détourne dans le condenseur tout ou partie de la vapeur alimentant le groupe turboalternateur lorsqu'il est nécessaire d'abaisser rapidement la puissance de ce dernier.

L'anomalie détectée a provoqué une perte de redondance de la commande d'ouverture de ce système de contournement, mais d'autres dispositifs indépendants permettaient cependant d'assurer son bon fonctionnement.

Cette inversion de câblage est consécutive à une erreur dans un schéma de montage utilisé lors d'une modification effectuée en août 1994 sur le réacteur 3, puis en juin 1995 sur le réacteur 4. Dans l'un et l'autre cas, cette inversion n'avait pas été détectée lors de l'essai, effectué après les travaux, ayant pour but de contrôler le système.

Une nouvelle procédure d'essai utilisée lors de la réalisation de la même modification sur le réacteur 1, le 21 juillet, a permis de détecter cette erreur. Dès la découverte de l'anomalie, le câblage a été remis en conformité sur les trois réacteurs concernés.

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

La modification incriminée n'a, à ce jour, été réalisée que sur les réacteurs 1, 3 et 4 de la centrale du Blayais ; les autres réacteurs de type 900 MWe ne sont donc pas affectés. EDF s'est engagé à corriger le document erroné avant la prochaine mise en œuvre de cette modification.

En raison de l'utilisation d'une procédure d'essai inadaptée, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

5

Bugey
Ain

► **Centrale EDF**

Réacteur 1 (filière uranium naturel-graphite-gaz)

Ce réacteur est à l'arrêt définitif depuis le 27 mai 1994. Le déchar-

gement du cœur s'est achevé le 6 juillet. L'évacuation hors du site des derniers éléments combustibles irradiés entreposés en piscine a eu lieu le 29 août.

Réacteurs 2 à 5

Deux **inspections** ont eu lieu au cours du mois de juillet :

– l'une, le 11 juillet, relative aux incidents, classés ou non dans l'échelle INES, survenus au cours des mois de juin et juillet.

– l'autre, le 20 juillet, destinée à vérifier l'application des spécifications techniques d'exploitation à la suite de la mise en œuvre d'une nouvelle gestion du combustible et des autorisations accordées par la DSIN concernant le suivi de réseau et la prolongation de cycle.

Réacteur 2

Le réacteur, à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 29 avril, a été **autorisé** à rediverger le 30 juin. Il a redivergé le 6 juillet.

Un **incident** est survenu le 11 juillet : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté qu'une vanne, dont l'ouverture est nécessaire pour l'injection d'eau borée aux joints des pompes primaires, était fermée.

En cas de perte de toutes les sources électriques externes et internes, cette injection permet de s'affranchir du risque de fuite importante d'eau par les joints. Elle est assurée par une pompe alimentée en électricité par un turbo-alternateur d'ultime secours.

A Bugey, un essai programmé a permis de s'apercevoir qu'une vanne dont l'ouverture était nécessaire pour cette injection avait été laissée en position fermée.

En cas de perte effective de toutes les alimentations électriques du réacteur, l'étanchéité du circuit primaire, contenant les combustibles nucléaires, aurait donc été moins bien assurée et des rejets auraient pu se produire par les joints des pompes primaires dans le bâtiment du réacteur.

Le 11 juillet, après avoir constaté cette anomalie, l'exploitant a décidé de vérifier la configuration de toutes les autres vannes dont le positionnement est particulière-

ment important pour la sûreté. Deux vannes participant à la réalisation de l'étanchéité de l'enceinte du réacteur ont été trouvées, à cette occasion, en position ouverte alors qu'elles auraient dû être en position fermée. Deux clapets adjacents assuraient néanmoins l'isolement entre l'enceinte et l'environnement.

Ces anomalies n'ont eu aucune conséquence sur la sûreté de l'installation. Toutefois, en raison de leur répétition, caractéristique de défaillances de la culture de sûreté, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Réacteur 3

Un **incident** est survenu le 3 juillet : alors que le réacteur venait d'être couplé au réseau électrique, un dysfonctionnement de la régulation du niveau d'eau dans les générateurs de vapeur a entraîné l'arrêt automatique du réacteur. Cet arrêt a été suivi de deux anomalies consécutives.

La turbopompe du circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur, qui avait démarré normalement, a cessé de fonctionner en raison de la fermeture intempestive de la vanne d'alimentation en vapeur de la turbine.

Le circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur (circuit ASG) fournit, en cas de défaillance de l'alimentation principale, l'eau nécessaire au refroidissement du réacteur. Il comporte trois pompes indépendantes. Deux d'entre elles sont des pompes classiques, entraînées par des moteurs électriques. La troisième est une turbopompe entraînée par une petite turbine actionnée par de la vapeur prélevée sur les générateurs de vapeur.

L'exploitant explique aujourd'hui la fermeture de la vanne d'alimentation en vapeur de cette turbine par un mauvais réarmement lors d'un essai de fonctionnement antérieur.

Par ailleurs, dans le cadre de la conduite du réacteur après arrêt automatique, une erreur de manipulation d'un opérateur a eu pour conséquence l'isolement de l'une des deux lignes électriques externes qui alimentent chaque réacteur.

Afin de garantir notamment la disponibilité des systèmes de sûreté, chaque réacteur à eau sous pression est en effet équipé de deux lignes électriques externes, une ligne principale et une ligne auxiliaire, en provenance du réseau national.

Dès l'isolement de la ligne électrique principale, la ligne auxiliaire a immédiatement pris le relais pour alimenter électriquement les systèmes de sûreté, et en particulier les deux pompes du circuit ASG en fonctionnement.

L'incident n'a eu aucune conséquence pour la sûreté de l'installation. Toutefois, en raison de l'indisponibilité d'un système de sauvegarde, il est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Réacteur 4

Le réacteur est à l'**arrêt** depuis le 16 juillet pour visite partielle et rechargement en combustible. Au cours de cet arrêt, un lot complet de modifications doit être réalisé.

Une **inspection** s'est déroulée le 9 août. Les objectifs étaient de vérifier la bonne application des procédures d'extraction des bouchons mécaniques soudés et de s'assurer de la prise en compte des contraintes liées à l'intervention d'extraction de bouchons dans le plan qualité sûreté qui doit être réalisé avant l'intervention.

Une autre **inspection**, le 24 août, a porté sur un certain nombre de chantiers de modifications, nombreuses au cours de l'arrêt du réacteur.

Réacteur 5

Un **incident** est survenu le 13 août : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté que le réservoir d'alimentation en fioul de l'un des deux groupes électrogènes à moteur diesel était vide, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation.

Deux groupes électrogènes à moteur diesel, redondants, sont prévus pour le cas de perte des alimentations électriques normales du réacteur. Ils permettent, dans cette situation, d'assurer le fonctionnement des systèmes de sauvegarde. Chaque groupe électrogène

est alimenté en carburant à partir d'un réservoir qui lui est propre ; ce réservoir est lui-même alimentable à partir d'autres réserves communes à l'ensemble du site.

L'exploitant démarre périodiquement ces groupes électrogènes afin de vérifier leurs performances. Le 13 août, pendant la réalisation de cet essai périodique, l'un de ces groupes s'est arrêté par manque de carburant, son réservoir s'étant vidé à la suite d'une fuite de la pompe d'alimentation en fioul du groupe.

Le temps pendant lequel le volume de carburant est resté insuffisant a excédé celui au bout duquel les spécifications techniques d'exploitation imposent l'arrêt du réacteur en cas d'indisponibilité d'un groupe de secours ; mais l'exploitant ne s'en est pas aperçu, les moyens de détection de cette anomalie ayant été inefficaces.

Dès la découverte de l'anomalie, le réservoir a été rempli.

La sûreté de l'installation n'a pas été mise en cause car les alimentations électriques normales et le second diesel ont toujours été disponibles.

Cependant, en raison du non-respect de la conduite à tenir en cas de sortie des limites et conditions d'exploitation, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

6

Cadarache Bouches-du-Rhône

► Centre d'études du CEA

Ensemble du site

L'**inspection** du 6 juillet a eu pour objet d'examiner l'organisation et les moyens mis en œuvre par l'exploitant pour faire face à un accident nucléaire. Les inspecteurs ont procédé à une visite des locaux destinés à la gestion de la crise.

Du 6 au 21 août, des perturbations orageuses ont entraîné des dysfonctionnements de l'alimentation électrique du centre d'études, provoquant trois incidents d'arrêt de la ventilation des installations

LECA/STAR, LEFCA et CASCAD (voir plus loin). La similitude de ces trois incidents a conduit l'Autorité de sûreté nucléaire à demander à l'exploitant d'effectuer un bilan de l'état des installations électriques du centre d'alimentation électrique du centre.

Réacteur Cabri

L'**inspection** du 5 juillet a porté sur l'organisation et les moyens mis en place en matière de protection contre l'incendie. Elle a permis notamment de vérifier la prise en compte par l'exploitant des constats faits lors des inspections précédentes.

Réacteur Phébus

L'**inspection** du 27 juillet a été consacrée au suivi des problèmes restés en suspens lors des dernières inspections portant sur l'incendie.

Réacteur Rapsodie

L'**inspection** du 25 juillet a été consacrée à l'examen de la prise en compte des questions de sécurité dans les opérations suivantes : renforcement des structures de « Rapsodie », démantèlement des installations « Lulli » et « Caruso » et mise en service de l'installation « Elcesna ». En outre, les conditions d'exploitation des systèmes de détection d'incendie ont été vérifiées.

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le directeur du centre d'études à procéder au démantèlement des deux installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) « Lulli » et « Caruso » (téléx du 13 juillet).

L'**inspection** du 1^{er} août a concerné l'installation classée pour la protection de l'environnement (ICPE) « Elcesna » (visite préalable à la délivrance du récépissé de déclaration). Elle a eu pour objet :

- de s'assurer de la conformité de l'installation à son dossier de déclaration ;
- de vérifier que le projet de prescriptions applicables à l'installation était respecté ;
- d'examiner le dossier de requalification de l'installation à la suite

de l'accident survenu le 31 mars 1994 (voir BSN n° 98).

LECA et STAR

Un **incident** est survenu le 6 août : une perte totale des alimentations électriques a provoqué l'arrêt de la ventilation du laboratoire d'examen des combustibles actifs (LECA) et de la station de traitement, d'assainissement et de retraitement (STAR) pendant environ 1 h 30.

La ventilation a pour fonction d'évacuer les substances radioactives susceptibles d'être disséminées dans une cellule ou une boîte à gants vers des circuits de filtration et de rejet contrôlé. C'est l'une des barrières de confinement des installations.

En cas de perturbation du réseau EDF, un groupe électrogène fixe se déclenche immédiatement afin de relayer l'alimentation électrique de l'installation ; pour faire face à une défaillance de ce groupe, un groupe électrogène mobile, troisième ressource disponible, doit être mis en place dans un délai de 20 minutes.

Le 6 août, des orages ont entraîné la perte du réseau EDF. Le groupe électrogène fixe s'est alors automatiquement mis en fonctionnement mais s'est arrêté au bout de 30 minutes à la suite de la rupture d'une soudure du système de régulation. Le groupe mobile n'ayant pas pu être mis en place dans les délais prévus par les procédures, l'installation est restée sans ventilation pendant environ 1 h 30.

Les contrôles faits par l'exploitant montrent que cet incident n'a pas eu de conséquence pour le personnel et pour l'environnement. Cependant, en raison de la perte d'une barrière de confinement des matières radioactives, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

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

Un **incident** est survenu le 7 août : une perte totale des alimentations électriques a provoqué l'arrêt de la ventilation du laboratoire d'études et de fabrication de combustibles avancés (LEFCA) pendant environ une heure.

En raison des orages qui risquaient d'affecter le réseau EDF, l'exploitant a décidé de basculer préventivement sur le groupe de secours. Les documents d'exploitation ne prévoient pas que cette opération soit effectuée à titre préventif.

Vers 18 h 30, le groupe électrogène de secours est tombé en panne, privant ainsi l'installation de toute alimentation électrogène. L'arrêt du groupe électrogène de secours est dû à son échauffement excessif. Les équipes d'astreinte ont pu rétablir l'alimentation électrique de l'installation à partir du réseau EDF vers 19 h 30. L'installation est restée environ une heure sans ventilation.

Cet incident n'a eu aucune conséquence pour le personnel et pour l'environnement. Cependant, en raison de la perte d'une barrière de confinement des matières nucléaires, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Installation CASCAD (entreposage de combustibles irradiés)

L'inspection du 11 juillet avait pour but de dresser un état de l'application des consignes et des procédures citées dans les règles générales d'exploitation de l'installation. Les inspecteurs ont visité la salle de commande pour connaître l'état réel de l'installation après examen des « cahiers de quart ».

Un **incident** est survenu le 13 août : un dysfonctionnement de l'alimentation électrique a entraîné l'arrêt de la ventilation de la casemate d'entreposage à sec d'éléments combustibles irradiés pendant environ quatre heures. Cette anomalie s'est renouvelée le 17 août pendant une demi-heure et le 21 août pendant 2 heures 30. Les conditions climatiques orageuses du 13 août ont entraîné l'ouverture des contacteurs électriques alimentant la ventilation principale ainsi que la ventilation de secours. L'incident est imputable au non-réenclenchement de ces contacteurs après rétablissement de l'alimentation électrique. En l'absence de consignes d'intervention pour ce cas précis, les agents de surveillance ont dû faire appel aux agents d'astreinte à domicile, qui ont rétabli la ventilation au bout de quatre heures.

Des perturbations orageuses ont provoqué de nouveau un arrêt de la ventilation de l'installation les 17 et 21 août ; celle-ci a été rétablie normalement au bout d'une demi-heure le 17 août et au bout de 2 heures 30 le 21 août.

Les contrôles faits les 13, 17 et 21 août par l'exploitant ont montré que ces incidents n'ont pas eu de conséquence pour le personnel et pour l'environnement.

L'exploitant a interrompu les opérations de chargement et déchargement d'éléments combustibles normalement effectuées au sein de l'installation.

En raison de la perte d'une barrière de confinement des matières radioactives et d'un manque de rigueur dans les consignes d'exploitation, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'Autorité de sûreté nucléaire a soumis à autorisation la reprise des activités de l'installation, dans l'attente de garanties sur un bon retour d'expérience de ces défaillances.

Laboratoire de purification chimique (LPC)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le directeur du centre d'études de Cadarache à procéder à une modification des circuits de transfert des effluents analytiques des cuves CAA2 et CAA3 (lettre du 17 août).

Atelier de technologie du plutonium (ATPu)

L'inspection du 2 août a eu pour objet le contrôle du respect des dispositions de prévention du risque de criticité, plus particulièrement dans les cellules de stockage des matières premières et de la tête du procédé de fabrication du combustible MOX.

Station de traitement des effluents et déchets (STED)

L'inspection du 4 juillet a concerné le malaxeur utilisé pour conditionner les concentrats issus de la chaîne de traitement des effluents par évaporation. Elle a permis de faire le point sur les premiers enseignements tirés de la période transitoire d'exploitation ainsi que sur les conditions d'exploitation.

7

Caen Calvados

Grand accélérateur national d'ions lourds (GANIL)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la remise en service des accélérateurs du GANIL qui avaient été arrêtés à la suite de l'incident survenu le 9 juin dernier (voir Contrôle n° 106). Cette autorisation a été délivrée sur la base d'un dossier présentant les dispositions mises en place pour doubler le système de gestion des accès existants (téléx du 12 juillet).

L'inspection du 4 août a vérifié la mise en place de ces systèmes mécaniques complémentaires et provisoires de gestion des accès.

8

Cattenom Moselle

► Centrale EDF

Ensemble du site

Un **incident** est survenu le 27 juillet : l'exploitant a constaté la présence anormale de radioactivité lors du passage d'un camion de livraison de produits chimiques devant les balises de détection placées à la sortie du site.

Les recherches entreprises ont conduit à la découverte, sous le passage d'une roue du camion, d'une particule radioactive de petite taille qui n'aurait pas dû s'y trouver.

L'organisation mise en place pour empêcher la dissémination de particules radioactives à l'intérieur de la centrale n'avait pas fonctionné.

Une expertise de la particule a été engagée pour tenter de déterminer son origine. Les contrôles complémentaires effectués sur le site n'ont détecté aucune autre anomalie de ce type.

Cet incident n'a eu de conséquence ni sur la sûreté des installations, ni sur la santé du chauffeur, celui-ci ne s'étant pas trouvé à proximité

immédiate de la particule. Cependant, des événements similaires s'étant déjà produits sur le site, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Réacteur 1

Le réacteur, qui était à l'arrêt depuis le 20 mai pour visite partielle, rechargement en combustible et remplacement de l'alternateur, a été **autorisé** à redémarrer le 13 juillet.

Un **incident** est survenu le 22 août : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a découvert que les limites de répartition du flux neutronique dans le cœur, définies dans les spécifications techniques d'exploitation, avaient été dépassées pendant plusieurs heures.

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

Le 19 août, lors d'une intervention sur une carte électronique du système de pilotage, des paramètres de surveillance du fonctionnement ont été modifiés involontairement. Aucune vérification de la conformité de ces paramètres n'a été réalisée après l'intervention. L'anomalie a été découverte au cours d'une autre intervention le 22 août. Les paramètres convenables ont été aussitôt réimplantés. L'analyse du fonctionnement du réacteur durant ces 4 jours a montré que les limites de répartition du flux neutronique dans le cœur avaient été dépassées pendant 12 heures.

A aucun moment, la sûreté de l'installation n'a été mise en cause. En effet, des marges importantes ont été prises lors de la définition du domaine de fonctionnement autorisé. Par ailleurs, en cas de dépassement important des limites de ce domaine, un arrêt automatique aurait été déclenché par le système de protection du réacteur.

Cependant, en raison de la non-vérification des paramètres après intervention, signe d'une défaillance

ce dans la culture de sûreté, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Réacteur 2

Le réacteur est passé en prolongation de cycle le 12 août.

Réacteur 3

Le réacteur, qui était en prolongation de cycle depuis le 16 mai, a été mis à l'**arrêt** pour visite partielle et rechargement en combustible le 15 juillet.

L'**inspection** du 28 juillet a eu pour objet d'examiner l'organisation mise en place pour le contrôle des adaptateurs du couvercle de la cuve du réacteur.

L'**inspection** du 23 août avait pour but l'étude d'un incident survenu le 12 août, lié à la préparation insuffisante d'une intervention ; cet incident a été classé au niveau 0 de l'échelle INES. Les inspecteurs ont consulté sur le site les documents d'intervention ainsi que les documents de conduite.

9

Chinon Indre-et-Loire

► Centrale EDF

Réacteur B2

Le réacteur est à l'**arrêt** depuis le 1^{er} juillet pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** des 7 et 10 juillet a porté sur les opérations de ressuage des éléments combustibles, opérations visant à détecter les assemblages défectueux.

Une **inspection** a été menée le 17 juillet pour faire le point sur les travaux effectués pendant l'arrêt. Un certain nombre de chantiers ont été visités, dont ceux concernant les pompes primaires et les échangeurs de chaleur.

Un **incident** est survenu le 27 juillet : alors que le réacteur était à l'arrêt, l'exploitant a mis en évidence que les moteurs des pompes du circuit de contrôle volumétrique et

chimique, ainsi que ceux des pompes du circuit d'injection de sécurité, avaient été maintenus hors tension pendant une dizaine d'heures, sortant ainsi des conditions autorisées.

Le circuit de contrôle volumétrique et chimique, placé en dérivation du circuit primaire du réacteur, sert à effectuer des ajouts et des retraits d'eau dans ce dernier. Il joue un rôle important dans la conduite du réacteur, d'une part pour compenser les dilatations et contractions thermiques de l'eau du circuit primaire, d'autre part pour ajuster sa teneur en bore afin de contrôler l'évolution de la réaction nucléaire au cours du fonctionnement. Le circuit d'injection de sécurité permet, en cas d'accident, par exemple une fuite importante du circuit primaire, d'introduire de l'eau borée dans celui-ci afin d'étouffer la réaction nucléaire et d'assurer le refroidissement du réacteur.

Lorsque le réacteur est à l'arrêt, le refroidissement est assuré par un circuit spécial. Les deux circuits incriminés ne sont pas utilisés, mais ils doivent rester entièrement disponibles.

Lors des opérations de fermeture des générateurs de vapeur, la mise hors tension des moteurs de ces pompes est autorisée pour des raisons de sécurité du personnel. Les pompes doivent être rebranchées dès la fin de ces opérations, ce qui n'a pas été fait ici.

Dès la découverte de l'anomalie, les pompes ont été remises sous tension. Il n'y a eu aucune conséquence sur la sûreté du réacteur, compte tenu du fait que les pompes pouvaient, en cas de besoin, être rebranchées très rapidement.

En raison de lacunes de la culture de sûreté dans les dispositions organisationnelles, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Le réacteur, **autorisé** à diverger le 1^{er} août, a divergé le 5.

Réacteur B3

Un **incident** est survenu le 10 mars : alors que le réacteur était en puissance, l'exploitant a constaté que 5 soupapes de sûreté du circuit de vapeur présentaient un surtarage pouvant atteindre 0,4 bar.

Ces soupapes protègent les générateurs de vapeur et les tuyauteries assurant la circulation de la vapeur jusqu'à la turbine contre les risques de surpression. Une pression de tarage trop élevée de ces soupapes augmente le risque de rupture de ces tuyauteries en cas de surpression.

Cet incident avait pour origine l'utilisation, lors de la vérification du tarage des soupapes, d'un nouveau type de capteur de mesure de pression dont certaines caractéristiques n'étaient pas conformes à celles annoncées par le constructeur.

Compte tenu des faibles écarts des pressions de tarage par rapport à celles exigées par les règles générales d'exploitation, cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur.

Cet incident, qui avait été provisoirement classé au niveau 0 de l'échelle INES en raison du non-respect des règles générales d'exploitation, a été reclassé au **niveau 1** de l'échelle **INES** en raison de son caractère de défaut de mode commun.

Réacteur B4

Le réacteur est à l'**arrêt** depuis le 26 août pour visite partielle et rechargement en combustible.

Atelier des matériaux irradiés (AMI)

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

- la mise en service d'une installation d'essais de fluage par pression interne de gaines de combustible en alliage de zircaloy (télex du 4 juillet) ;
- la réception et l'examen de deux crayons « source » provenant du réacteur A de Chooz (télex du 31 juillet).

10

Chooz Ardennes

► Centrale EDF

Réacteur A

L'**inspection** du 12 juillet a plus particulièrement porté sur l'achè-

vement de l'évacuation du combustible irradié et sur le rechargement en cuve des éléments passifs (crayons ayant servi de sources secondaires de démarrage durant l'exploitation du réacteur) du cœur du réacteur.

Réacteur B1

Trois **inspections** ont été réalisées au mois d'août :

- le 21, pour s'assurer de l'état du réacteur en préalable à l'octroi de l'autorisation de chargement en combustible. Les inspecteurs ont vérifié l'état de la tranche par rapport à l'état de référence à atteindre avant le chargement. Ils ont visité la salle de commande, le bâtiment du réacteur et le bâtiment de stockage du combustible ;
- le 22, pour faire un point sur les dispositions prises pour la protection contre l'incendie ;
- le 23, pour examiner les essais de démarrage, la maintenance préventive et les essais périodiques des pompes des systèmes de sauvegarde et des systèmes de refroidissement à l'arrêt et de réfrigération intermédiaire. Les inspecteurs ont examiné une motopompe du système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur.

11

Civaux Vienne

► Centrale EDF

Réacteur 1

Lors de l'**inspection** du 25 juillet sur le site en construction, les inspecteurs se sont intéressés au montage et au câblage des installations électriques dites « générales », installations participant à l'alimentation électrique des matériels importants pour la sûreté.

Une **inspection** inopinée a eu lieu le 30 août. Elle avait pour but de visiter les chantiers en cours concernant les diesels et les systèmes de ventilation, d'examiner les procédures d'essais du circuit de refroidissement intermédiaire du réacteur et d'évaluer le suivi des prestataires concernés.

12

Creys-Malville Isère

Réacteur Superphénix (à neutrons rapides)

Deux inspections ont eu lieu au mois de juillet :

- le 6, sur le développement des moyens de contrôle des tubes de générateurs de vapeur ;
- le 20, sur la formation et l'habilitation des agents de différents services, notamment ceux du service « Exploitation » et du service « Electricité-Automatismes ».

Le réacteur était à l'arrêt depuis le 25 décembre 1994 en raison de la fuite du dispositif d'alimentation en argon de l'un des huit échangeurs de chaleur situés dans la cuve du réacteur. L'Autorité de sûreté nucléaire a **autorisé**, le 25 juillet, la réparation de ce dispositif et a, à cette occasion, publié le communiqué suivant :

« Autorisation de réparation sur le réacteur Superphénix de Creys-Malville

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé ce jour la réparation de la tuyauterie d'argon alimentant l'un des huit échangeurs intermédiaires du réacteur Superphénix, sur laquelle une fuite avait été diagnostiquée en novembre 1994.

Cette autorisation est fondée sur un examen détaillé des essais de qualification du procédé de réparation réalisés par l'exploitant.

La tuyauterie réparée fera l'objet d'une surveillance.

Le redémarrage du réacteur, après réparation, est soumis à l'autorisation du directeur de la sûreté des installations nucléaires. »

La réparation s'est déroulée de manière satisfaisante et le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé**, le 22 août, la reprise de la montée en puissance du réacteur (voir communiqué ci-dessous).

« Autorisation de redémarrage du réacteur Superphénix de Creys-Malville

Le Directeur de la sûreté des installations nucléaires a autorisé

aujourd'hui, 22 août 1995, le redémarrage du réacteur Superphénix. Ce réacteur était à l'arrêt depuis le 25 décembre 1994 en raison d'une fuite de l'un de ses huit échangeurs intermédiaires.

Le 25 juillet dernier, le Directeur de la sûreté des installations nucléaires avait autorisé la réparation de l'échangeur défectueux.

Cette réparation s'est déroulée de manière satisfaisante et les vérifications d'ensemble effectuées sur le réacteur ont donné de bons résultats.

L'autorisation qui vient d'être donnée permet la poursuite du programme progressif de redémarrage de l'installation, interrompu le 25 décembre dernier.

Dans le cadre de ce programme, le franchissement des paliers de 30, 60 et 90 % de la puissance nominale du réacteur reste soumis à l'autorisation du Directeur de la sûreté des installations nucléaires. »

Le 4 août, deux sources radioactives ont été perdues. L'exploitant de Superphénix a publié le communiqué de presse suivant :

« Il a été décelé ce jour que deux micro-sources radioactives scellées, de faible activité, contenues dans des appareils de contrôle de mesures ont été évacuées par erreur, comme déchet classique.

Une déclaration administrative a été faite aux autorités concernées. L'impact d'une telle source est sans conséquence sur l'individu et l'environnement.

Caractéristiques des sources

1 micro-source de cobalt 60 = 37 000 becquerels = 1 microcurie
Période radioactive du cobalt 60 = 5,2 ans

Comparaison sanitaire

En restant à un mètre de cette micro-source, un individu recevrait une dose inférieure au dixième de la radioactivité naturelle ambiante d'origine tellurique. »

L'une de ces 2 sources a été retrouvée sur le site par l'exploitant, le 8 août, dans un conteneur de déchets. La destination de l'autre source est connue dans la mesure où les déchets classiques sont centralisés avant compactage et évacuation vers une décharge contrôlée de déchets industriels.

Néanmoins, après investigations menées sur l'organisation de l'ex-

ploitant en matière de suivi des interventions relatives à ce type de sources, l'incident, initialement estimé hors échelle, a été reclassé au niveau 0 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES.

Les consignes particulières relatives à certaines installations classées pour la protection de l'environnement, nécessaires au fonctionnement de l'installation nucléaire de base et situées dans son périmètre, ont été présentées aux représentants de la DRIRE au cours d'une réunion tenue le 25 août sur le site de la centrale.

13

Cruas Ardèche

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'inspection du 25 juillet était destinée à vérifier par sondage l'application des mesures prévues par l'exploitant pour garantir l'intégrité des circuits importants pour la sûreté hors circuit primaire et circuits secondaires.

Réacteur 1

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 10 juin pour sa première visite décennale et un rechargement en combustible. Au cours de cet arrêt, les contrôles prévus dans le cadre des visites décennales ont été faits, notamment :

- l'épreuve hydraulique du circuit primaire, réalisée le 17 juillet en présence de représentants de la DRIRE ;

- l'essai d'étanchéité et de résistance en pression de l'enceinte de confinement, du 9 au 14 août.

L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton à l'intérieur duquel se trouve la cuve, le cœur du réacteur, les générateurs de vapeur et le pressuriseur. Elle 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 cir-

cuit primaire). Elle est destinée à retenir les produits radioactifs qui seraient libérés lors d'une rupture du circuit primaire. De ce fait, son étanchéité est particulièrement surveillée.

Les résultats de ces épreuves ont été satisfaisants et n'ont mis en évidence aucun problème particulier.

La redivergence du réacteur, prévue le 13 septembre, a été précédée de plusieurs réunions avec l'Autorité de sûreté nucléaire :

- le 22 août, réunion de présentation du bilan des contrôles et travaux réalisés lors de cet arrêt ;
- le 25 août, réunion relative aux résultats des premiers essais fonctionnels des matériels avant redivergence ;
- le 30 août, réunion de présentation de rapports d'interventions effectuées durant l'arrêt.

L'inspection du 18 juillet a porté sur l'organisation de l'exploitant en ce qui concerne la gestion et l'application des programmes de base de maintenance préventive.

Réacteur 1

L'objectif de l'inspection du 10 août consistait à examiner l'organisation, la répartition des tâches et les actions entreprises pour réaliser la mise à niveau des dispositifs de protection contre l'incendie des installations industrielles du réacteur, dans le cadre de la visite décennale.

Réacteur 3

Le programme de contrôles et travaux envisagés lors du prochain arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible de ce réacteur a été présenté à l'Autorité de sûreté nucléaire au cours d'une réunion tenue le 4 juillet.

14

Dagneux Ain

► Installation d'ionisation IONISOS

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

mise en place d'un cuvelage en acier inox dans la piscine D3 de l'installation (téléx du 10 juillet).

L'**inspection** des 23 et 24 août avait pour objectif d'observer la mise en œuvre des essais à blanc relatifs au rechargement des sources à l'intérieur de la nouvelle piscine à partir du canal de l'ancienne piscine et d'examiner le montage du cuvelage. Le stockage des déchets radioactifs a également été visité.

15

Dampierre-en-Burly Loiret

► Centrale EDF

Réacteur 1

Le réacteur est passé en prolongation de cycle le 20 juillet.

Il est à l'**arrêt** depuis le 27 juillet pour visite partielle et rechargement en combustible.

Un **incident** est survenu le 5 août : l'exploitant a constaté que les deux groupes électrogènes de secours redondants étaient indisponibles, alors que les spécifications techniques d'exploitation requièrent la disponibilité d'au moins un des deux dans cet état du réacteur.

Les groupes électrogènes de secours, à moteur diesel, ont pour fonction de pallier une perte des alimentations électriques normales. En cas de défaillance de ces diesels, un troisième groupe électrogène, dit d'ultime secours, réalimenterait le réacteur en électricité de façon à le ramener dans un état sûr.

En raison de travaux en cours dans le cadre de l'arrêt du réacteur, l'un des deux diesels était indisponible. A la suite d'une confusion entre les deux groupes électrogènes, une manipulation destinée à ce diesel a été réalisée par erreur sur l'autre diesel, le rendant lui aussi indisponible.

L'exploitant s'est rendu compte de cette erreur à la suite d'un refus de démarrage automatique préventif de ce deuxième diesel lors d'une opération normale de maintenance.

Il a immédiatement rétabli la disponibilité de ce groupe électrogène.

Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté du réacteur. Mais, en raison de l'indisponibilité de matériels importants pour la sûreté, il est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

L'**inspection** du 9 août a permis aux inspecteurs de visiter les différents chantiers réalisés pendant l'arrêt.

Le 11 août, les ministres de l'environnement et de l'industrie ont **autorisé** EDF a introduire dans le réacteur une troisième recharge comportant 16 assemblages de combustible MOX.

Lors de l'**inspection** inopinée réalisée le 14 août, les inspecteurs ont visité le bâtiment du réacteur et en particulier le chantier concernant les pompes primaires.

Un **incident** est survenu le 29 août : l'exploitant s'est aperçu que deux pompes du circuit de contrôle volumétrique et chimique étaient indisponibles, alors qu'elles étaient requises par les spécifications techniques compte tenu des opérations en cours.

Pendant l'arrêt du réacteur, il est nécessaire d'assurer une circulation et un niveau d'eau suffisants dans le circuit primaire pour évacuer la puissance résiduelle du cœur du réacteur. Le circuit de contrôle volumétrique et chimique (RCV), placé en dérivation du circuit primaire du réacteur, sert à effectuer des ajouts et des retraits d'eau dans ce dernier en cas de besoin.

Lors de certaines opérations de maintenance, notamment après l'arrêt du réacteur ou avant son redémarrage, l'exploitant est amené à vidanger partiellement le circuit primaire. Il existe cependant une limite inférieure à ne pas franchir pour garantir le refroidissement du cœur.

Pour cela, plusieurs moyens d'appoint en eau doivent être disponibles, notamment deux pompes du circuit RCV, les deux pompes d'injection de sécurité utilisées en cas d'incident et la réserve d'eau du réacteur.

Lorsque les opérateurs ont voulu faire remonter le niveau d'eau dans le circuit primaire, aucune des

deux pompes du circuit RCV n'a démarré. Ils ont alors utilisé de l'eau provenant de la réserve d'eau du réacteur. Les autres moyens d'appoint d'eau étaient tous disponibles.

L'indisponibilité des pompes était due à la préparation d'un essai périodique programmé sur les deux pompes en même temps et à un mauvais moment, ce que les procédures n'ont pas permis d'éviter.

Cet incident n'a pas eu de conséquences sur la sûreté. Cependant, en raison d'une défaillance de mode commun due aux procédures, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Un **incident** est survenu le 30 août : alors que le réacteur était toujours à l'arrêt, l'exploitant a découvert que quatre vannes de l'enceinte de confinement étaient bloquées en position ouverte, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation.

L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton à l'intérieur duquel se trouvent la cuve, le cœur du réacteur et le circuit primaire. Elle est destinée à retenir les produits radioactifs qui seraient libérés lors d'une rupture du circuit primaire. De ce fait, son étanchéité est particulièrement surveillée. De nombreuses canalisations traversent cette enceinte. Des vannes situées de part et d'autre de la paroi de béton permettent d'obturer chacune des canalisations lorsque les spécifications techniques, les procédures de conduite ou la situation exigent l'étanchéité complète de l'enceinte.

Au cours d'une vérification de l'intégrité de l'enceinte, l'exploitant s'est aperçu de l'impossibilité de manoeuvrer certaines de ces vannes depuis la salle de commande. Toutefois, elles pouvaient être manoeuvrées manuellement.

Ce dysfonctionnement est dû à un mauvais réglage des vannes incriminées, après une intervention. La vérification du bon fonctionnement des vannes après cette intervention n'était pas prévue dans les procédures.

Cet incident n'a pas eu de conséquence pour la sûreté de l'exploitation. Cependant, en raison du défaut de procédure, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Le réacteur a été **autorisé** à redi-
verger le 1^{er} septembre.

Réacteur 3

Le réacteur est passé en prolonga-
tion de cycle le 26 août.

16

Fessenheim Haut-Rhin

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 17 août a eu pour
but de faire le point sur les spécifi-
cités du système de contrôle de la
radioactivité, notamment celle des
rejets gazeux et liquides, des réac-
teurs du palier CP0. Une visite sur
site a permis de suivre la réalisation
d'un essai périodique.

Réacteur 1

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

L'**inspection** du 5 juillet a eu pour
but de vérifier l'état des requalifi-
cations réalisées au cours de l'arrêt,
en particulier celles précédant les
changements d'état du réacteur
(arrêt à chaud, arrêt à froid...).
L'organisation adoptée pour les
requalifications a été examinée.

Le réacteur a été autorisé à redi-
verger le 12 juillet. La redivergence
a effectivement eu lieu le 14 juillet.

L'**inspection** du 24 août a concer-
né la salle de commande (alarmes
éventuelles, indisponibilités), l'ap-
plication des procédures de consi-
gnation en cours d'intervention et
les stockages d'hydrogène et de
fioul.

17

Flamanville Manche

► Centrale EDF

Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 24 août :
alors que le réacteur était en cours

de redémarrage, plusieurs maté-
riels importants pour la sûreté ont
été rendus indisponibles en même
temps, sans que l'exploitant arrête
le réacteur, ce qu'exigeaient pour-
tant les conditions d'une déroga-
tion accordée par l'Autorité de
sûreté nucléaire.

Pour effectuer des réglages de cap-
teurs de niveau d'eau du réacteur,
l'exploitant avait en effet obtenu
de l'Autorité de sûreté nucléaire
l'autorisation d'arrêter momenta-
nément les pompes du circuit pri-
maire qui assurent l'évacuation de
la chaleur produite par le réacteur.
Cette autorisation était donnée
sous réserve que l'exploitant arrête
immédiatement le réacteur en cas
d'apparition de toute autre indis-
ponibilité.

Or, au cours de cette intervention,
deux autres anomalies concernant
des matériels importants pour la
sûreté sont survenues :

- la défaillance de l'un des capteurs
de température du circuit
primaire ;

- l'insuffisance du volume d'eau
dans le réservoir du circuit de
refroidissement de la piscine du
réacteur et de la piscine du stocka-
ge du combustible (dit « circuit
PTR »), due à la mauvaise prépara-
tion d'une opération de transfert
d'eau.

Les capteurs de température parti-
cipent au système de protection du
réacteur. Le réservoir du circuit PTR
constitue la réserve d'eau borée
qui serait injectée dans le circuit
primaire, en cas d'accident, pour
refroidir le réacteur et arrêter la
réaction nucléaire.

Le capteur de température
défaillant a été réparé dans des
délais courts, mais non conformes à
la dérogation.

Malgré l'apparition d'une alarme,
le niveau d'eau du circuit PTR n'a
été rétabli qu'au bout de cinq
heures, ce qui n'est pas conforme
aux spécifications techniques d'ex-
ploitation.

Le cumul de ces indisponibilités n'a
eu aucune conséquence sur la sûre-
té du réacteur.

Mais, en raison du non-respect de
la conduite à tenir en cas de sortie
des limites et conditions d'exploita-
tion en partie fixées par une déroga-
tion, caractéristique de lacunes
dans la culture de sûreté, cet inci-
dent est classé au **niveau 1** de
l'échelle **INES**.

La DRIRE Basse-Normandie a pro-
cédé à une **inspection** le 19 sep-
tembre pour examiner de manière
plus approfondie les circonstances
de cet incident, et notamment les
conditions d'application sur le site
de la dérogation accordée par
l'Autorité de sûreté nucléaire.

Réacteur 2

L'**inspection** du 3 juillet a porté
sur le chantier de remplacement
du couvercle de la cuve du réac-
teur. Les inspecteurs ont pu exami-
ner le démontage des grappes de
commande des grappes de
contrôle de la réactivité du cœur et
leur remontage sur le couvercle
neuf.

Un **incident** est survenu le 2 août :
alors que le réacteur était en puis-
sance, l'exploitant a rendu indispo-
nible l'un des deux ventilateurs du
circuit d'isolement de l'espace
entre enceintes (EDE) pendant
1 h 30 pour réaliser une opération
de maintenance, ce qui n'est pas
conforme aux nouvelles spécifica-
tions techniques d'exploitation.

Le bâtiment du réacteur est délimi-
té par une double enceinte : une
paroi extérieure en béton armé et
une paroi intérieure en béton pré-
contraint, séparées par un espace.
Le circuit EDE assure en permanen-
ce le confinement, et la reprise et
la filtration des fuites de l'enceinte
interne vers l'espace entre
enceintes, avant rejet par la chemi-
née de ventilation. Il est constitué
de trois files montées en parallèles.
Deux de ces files, redondantes,
sont destinées à la ventilation et à
la filtration de l'iode en cas d'acci-
dent. L'autre file, en service perma-
nent, permet d'avoir la dépression
requis à tout instant.

L'anomalie provient du fait qu'une
modification des spécifications
techniques d'exploitation concer-
nant le système de filtration d'iode
de l'espace entre enceintes n'avait
pas été introduite dans le système
informatique de gestion de la
maintenance. Cette erreur n'a, en
outre, pas été détectée au cours de
la préparation de l'intervention.

Le ventilateur a été rendu dispo-
nible dès la détection de l'anoma-
lie.

L'exploitant a modifié la mise à
jour du système informatique de
gestion de la maintenance.

En raison d'une défaillance du processus d'assurance de la qualité, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

18

Fontenay-aux-Roses Hauts-de-Seine

► Centre d'études du CEA

Laboratoire de chimie du plutonium (LCPu)

L'objet de l'**inspection** du 6 juillet a été, à l'occasion de la cessation totale des activités de recherche et développement dans l'installation, de vérifier le bon respect, par l'exploitant, des dispositions de la dernière version des règles générales d'exploitation.

Un **incident** est survenu le 20 juillet : une perte des alimentations électriques du laboratoire de chimie du plutonium a provoqué l'arrêt de la ventilation et des systèmes de contrôle radiologique des tranches 3 et 4 de l'installation pendant environ quarante minutes.

La ventilation a pour fonction d'évacuer les substances radioactives susceptibles d'être disséminées dans une cellule ou une boîte à gants vers des circuits de filtration et de rejet contrôlé. Les systèmes de contrôle radiologique permettent de s'assurer de l'absence de contamination dans un local.

En fonctionnement normal, l'alimentation en énergie électrique de l'installation est assurée par le réseau EDF ; lorsque cette alimentation est interrompue, elle est relayée par un groupe électrogène fixe ; en cas de défaillance, un groupe électrogène mobile, troisième ressource disponible, doit le remplacer.

A l'occasion d'un essai périodique d'alimentation de secours associé à une opération de maintenance, l'alimentation EDF a été volontairement interrompue pour être remplacée, comme prévu, par le groupe électrogène fixe.

L'incident consiste en l'arrêt de ce groupe à cause d'une augmentation normale de température. Le groupe électrogène mobile prévu

pour prendre la relève n'a pas démarré. Un court circuit dans les éléments de la batterie du groupe est à l'origine de ce non-démarrage ; les contrôles périodiques réalisés sur cette batterie n'avaient pas permis de détecter cette anomalie. L'alimentation a été rétablie à partir du réseau EDF quarante minutes plus tard.

Les contrôles faits par l'exploitant montrent que cet incident n'a pas eu de conséquence pour le personnel et pour l'environnement. En particulier, aucune trace de contamination n'a été détectée en dehors des cellules ou boîtes à gants. Cependant, en raison d'une défaillance dans la défense en profondeur, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

19

Golfch Tarn-et-Garonne

Réacteur 1

Le réacteur est passé en prolongation de cycle le 15 juillet.

Réacteur 2

Le réacteur, à l'arrêt pour visite complète et rechargement en combustible depuis le 25 mars, a été **autorisé** à diverger le 4 juillet. Il a effectivement redémarré le 11 juillet.

20

Gravelines Nord

► Centrale EDF

Ensemble du site

Les 18 et 25 juillet, ont eu lieu deux réunions d'examen de dossiers réglementaires.

Réacteur 1

Le réacteur, à l'arrêt depuis le 3 juin pour visite partielle et rechargement en combustible, a été **autorisé** à diverger le 6 juillet. Il a effectivement redémarré le 9 juillet.

Un **incident** est survenu le 19 juillet : alors que le réacteur était en puissance, l'exploitant a constaté qu'une vanne d'isolement de l'enceinte du réacteur était ouverte, ce qui n'est pas conforme aux spécifications techniques d'exploitation.

L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton à l'intérieur duquel se trouve la cuve qui contient le cœur du réacteur et le circuit primaire. Elle est destinée, en cas d'accident, à retenir les produits radioactifs qui seraient libérés hors du circuit primaire.

De nombreuses canalisations traversent cette enceinte. Deux 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 complète de l'enceinte.

Lors du précédent arrêt pour rechargement du réacteur, l'exploitant a ouvert les deux vannes d'isolement d'une canalisation en eau traversant l'enceinte, notamment pour réaliser des opérations de nettoyage à l'intérieur du bâtiment. Ces vannes auraient dû être refermées le 20 mai à l'issue de ces opérations. Aucune non-conformité n'a été décelée lors des contrôles de fermeture de ces vannes d'isolement avant le redémarrage du réacteur. L'ouverture d'une des vannes a été découverte lors d'un contrôle ultérieur alors que le réacteur était en puissance.

D'après l'exploitant, cette anomalie est due à une lacune d'organisation.

Cet incident n'a pas eu de conséquence sur la sûreté du réacteur. Cependant, en raison du non-respect des spécifications techniques d'exploitation ayant entraîné une dégradation de l'étanchéité de l'enceinte de confinement, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Réacteur 2

Le réacteur, en prolongation de cycle depuis le 23 juin, a été **arrêté** le 22 juillet pour visite partielle et rechargement en combustible.

Les contrôles réalisés sur les générateurs de vapeur pendant cet arrêt ont détecté des défauts des

plaques entretoises ; il s'agit de cassures localisées. Ces défauts, pour certains, ont déjà été rencontrés sur d'autres réacteurs (voir plus haut, page...). Quelques défauts ont nécessité des contrôles supplémentaires de la part de l'exploitant.

L'**inspection** du 27 juillet a porté sur les opérations conduites lors de l'arrêt du réacteur et plus particulièrement sur les opérations de maintenance nécessitant la réalimentation électrique de tableaux et la mise en place de dispositions particulières pour le respect des exigences de sûreté définies dans les règles générales d'exploitation.

Réacteur 3

Le réacteur, qui était à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 8 juin, a été **autorisé** à redémarrer le 6 juillet. A noter que, pendant cet arrêt, le couvercle de la cuve du réacteur a été remplacé. La divergence a eu lieu le 9 juillet.

Un **incident** est survenu le 14 août : alors que l'exploitant procédait à une remontée de la puissance du réacteur, certaines grappes de commande ont été insérées dans le cœur, à deux reprises, à un niveau inférieur à la limite imposée par les spécifications techniques d'exploitation.

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

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

Dans le but d'arrêter rapidement le réacteur en cas de nécessité, il convient de maintenir certaines grappes à un niveau suffisant, d'une part, pour que leur chute puisse étouffer efficacement la réaction nucléaire et, d'autre part, pour que les distributions de puissance dans le cœur utilisées dans les études de sûreté soient respectées.

Dans le cas présent, par suite d'une préparation insuffisante, l'augmentation de puissance a provoqué l'insertion de ces grappes à deux reprises en dessous de la limite autorisée. Du fait du non-respect des actions immédiates prescrites par un document de conduite, l'exploitant n'a remonté définitivement ces grappes au niveau autorisé qu'après environ 40 minutes.

En raison du non-respect de la conduite à tenir en cas de sortie des limites et conditions d'exploitation et de son caractère répétitif sur le site, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Par ailleurs, au vu de cet incident, l'Autorité de sûreté nucléaire a demandé à EDF de se prononcer sur l'efficacité des mesures qui avaient été prises à la suite de l'incident générique de même nature découvert en juin 1994, et sur la nécessité d'engager des actions complémentaires.

Réacteur 4

Le 3 juillet, un début d'incendie s'est déclaré dans le calorifuge du groupe turboalternateur (partie non nucléaire) du réacteur. Les équipes de première intervention du site ont maîtrisé ce début d'incendie dont l'origine est un échauffement d'huile provenant d'une très légère fuite au niveau d'un joint d'une trappe de visite. Après mise à l'arrêt du groupe turboalternateur, le calorifuge affecté par l'écoulement d'huile a été remplacé et la fuite d'huile colmatée.

Réacteur 5

Le réacteur, en prolongation de cycle depuis le 10 juillet, a été **arrêté** le 26 août.

21

Grenoble
Isère

► Institut Laue Langevin (ILL)

Réacteur à haut flux (RHF)

L'**inspection** du 6 juillet (qui faisait suite à celle effectuée le 27 octobre 1994, consacrée aux

essais avant remise en service du réacteur après réfection de l'ensemble du bloc pile) a porté sur l'examen détaillé de l'ensemble des essais de vérification avant redémarrage du réacteur pour la réalisation de son 99^e cycle d'irradiation.

► Centre d'études du CEA

Réacteur MELUSINE

L'**inspection** du 19 juillet avait pour but de contrôler l'état de l'installation, qui est à l'arrêt définitif depuis 1994. Les inspecteurs ont vérifié la bonne réalisation des contrôles et essais périodiques et effectué une visite complète de l'installation.

Laboratoire d'analyse et de contrôle des matériaux nucléaires (LCAC)

L'**inspection** du 5 juillet a eu pour objectif de s'assurer des conditions de réalisation des opérations de mise à l'arrêt définitif (MAD) du laboratoire d'analyses des matières nucléaires en vue de son déclassement. A cette occasion, les inspecteurs ont effectué une visite détaillée du chantier de démantèlement en cours.

22

La Hague
Manche

► Etablissement COGEMA

Ensemble du site

L'**inspection** réalisée le 5 juillet a concerné les installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) de l'établissement, et notamment l'incinérateur de déchets industriels banals (papier, ordures ménagères etc.) mis en service à la fin du mois de mai.

L'**inspection** du 3 août a eu pour objet de vérifier l'application des dispositions définies dans le document de présentation générale de la sûreté de l'établissement en ce qui concerne l'intervention contre l'incendie des pompiers de la formation locale de sécurité de COGEMA.

Le but de l'**inspection** du 10 août a été d'examiner par sondage les dossiers relatif à la maintenance préventive et aux contrôles et essais périodiques effectués en intercampagne.

Atelier de purification et de premier conditionnement de l'oxyde de plutonium MAPu (UP2)

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

- les raccordements actifs des nouveaux équipements de l'unité de précipitation du nitrate de plutonium en oxalate de plutonium, aux appareils des autres unités (télex du 21 juillet) ;

- la mise en actif des nouveaux équipements précités, identiques à ceux utilisés dans l'atelier T4 (atelier de purification et de premier conditionnement de l'oxyde de plutonium d'UP3) (télex du 24 août).

Atelier de vitrification R7 (UP2)

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'extension du domaine de retraitabilité aux combustibles type UOX2, ainsi que la vitrification des fines de dissolution.

Ateliers de transport et de conditionnement des déchets technologiques AD2/EDS

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en actif des unités de déstockage et d'extension de l'entreposage des déchets solides (entreposage de fûts de coques et embouts inertés à l'eau). Ces déchets proviennent des ateliers R1 et T1, suite à l'interruption de la cimentation des coques et embouts (lettre du 18 août).

Atelier de séparation T2 (UP3)

L'**inspection** du 20 juillet a permis de vérifier, par sondage, l'application des nouvelles règles générales d'exploitation définies pour les

interventions, les travaux et les modifications. Des visites de zones d'interventions et de modifications ont été faites dans les ateliers.

Laboratoire de contrôle de marche (UP3)

L'**inspection** du 31 août a porté sur l'application des prescriptions techniques et sur les modifications réalisées dans les laboratoires.

Annexe du bâtiment central d'UP3 : NGE (Nouvelle gestion des effluents)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé**, dans le cadre du projet NGE, les raccordements actifs de l'annexe du bâtiment central et des chaînes blindées modifiées situées dans les salles du laboratoire, aux équipements existants (télex du 20 juillet). Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en actif des équipements des unités 7730 et 7008 mis en place dans le cadre du projet précité (lettre du 17 août).

L'**inspection** du 10 août, déjà évoquée plus haut, a été aussi l'occasion d'examiner les dispositions mises en place pour les travaux de raccordement de l'annexe du bâtiment central aux autres installations.



Marcoule Gard

► Installation MELOX (usine de fabrication de combustibles MOX)

La mise en actif du bâtiment de conditionnement et d'incinération des déchets a été **autorisée** par le directeur de la sûreté des installations nucléaires, à l'exception de la fonction d'incinération qui fera l'objet d'une autorisation spécifique ultérieure (lettre du 17 juillet).

L'**inspection** réalisée le 19 juillet a porté sur le bâtiment incinération et déchets avant sa mise en actif.

L'**inspection** du 8 août a porté sur le confinement et la ventilation du bâtiment de production : organisation mise en place pour le suivi en exploitation et gestion mise en place pour le contrôle du bon fonctionnement.

► Réacteur Phénix (filère à neutrons rapides)

Depuis l'achèvement de son 49^e cycle de fonctionnement, le 7 avril, le réacteur est maintenu à l'arrêt pour permettre la poursuite des travaux programmés sur l'ensemble de l'installation, et plus particulièrement ceux concernant la rénovation des boucles secondaires ; l'exploitant a, entre autres, entrepris de remplacer progressivement les différents éléments des tuyauteries principales, initialement réalisés dans un type d'acier stabilisé au titane qui s'est montré particulièrement sensible à la fissuration différée, par de nouveaux éléments réalisés dans un matériau présentant un meilleur comportement en service.

A l'issue de ces travaux, le réacteur retrouvera l'ensemble de ses trois boucles secondaires et pourrait permettre au CEA d'engager le programme expérimental d'irradiations relatif, d'une part, aux études complémentaires concernant la filière à neutrons rapides et, d'autre part, aux recherches sur la combustion du plutonium et l'incinération des autres actinides. Dans cette perspective, l'exploitant a engagé un programme d'études, dénommé « Projet durée de vie » : il est destiné à vérifier les capacités de l'installation à fonctionner dans de bonnes conditions pendant encore une dizaine d'années. En effet, compte tenu de la part d'endommagement intégrée par les structures du réacteur au cours des cycles de fonctionnement passés, il est nécessaire de confirmer que le potentiel de vie subsistant est bien conforme à la durée de la mission envisagée.

Les dossiers correspondants établis par l'exploitant, auxquels s'ajoutent les conclusions de la réévaluation de sûreté entreprise en 1986, seront, fin 1995 ou début 1996, soumis par l'Autorité de sûreté nucléaire au Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs, qui aura à se prononcer, pour l'immé-

diat, sur la réalisation du 50^e cycle de fonctionnement.

Compte tenu des différents travaux qui restent à effectuer et de la disponibilité des boucles secondaires, le 50^e cycle serait, comme le 49^e, limité aux deux tiers de la puissance nominale du réacteur.

27

Nogent-sur-Seine Aube

► Centrale EDF

Ensemble du site

Lors de l'**inspection** du 7 juillet, les inspecteurs ont examiné l'organisation du site en matière de collecte, de tri et d'expédition des déchets classiques. Ils se sont fait présenter les registres et ont visité l'aire de stockage des produits toxiques. Quelques points particuliers ont été abordés concernant les déchets de la zone contrôlée et notamment le devenir de certains types de déchets (boues, bois, métaux, ...). L'inspection s'est terminée par une visite du bâtiment de traitement des effluents.

L'**inspection** du 12 juillet a eu pour but principal de contrôler quantitativement et qualitativement les travaux réalisés en dehors des périodes d'arrêt des réacteurs par les prestataires et constructeurs d'EDF.

29

Osmanville Calvados

► Installation d'ionisation
SNCS (Société normande
de conserve et de stérilisation)

L'**inspection** réalisée le 4 juillet a porté sur le bilan de fonctionnement et la mise à l'arrêt définitif de l'installation.

30

Paluel Seine-Maritime

► Centrale EDF

Ensemble du site

Le but de l'**inspection** du 12 juillet a été de s'assurer de la bonne application des notes internes se rapportant à l'organisation du service « Automatismes » et à la réalisation des essais périodiques et des opérations de maintenance. Les inspecteurs ont examiné, par sondage, les fiches d'anomalies, d'essais périodiques et d'interventions de ce service.

Réacteur 2

Le 1^{er} juillet, il a été mis à l'arrêt pour visite complète décennale et rechargement en combustible.

31

Penly Seine-Maritime

► Centrale EDF

Ensemble du site

Réacteur 1

Le réacteur est à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 10 juin.

L'**inspection** du 26 juillet a porté sur les interventions de maintenance sur les organes de robinetterie (vannes, clapets, ...) qui se déroulent pendant l'arrêt.

Un **incident** est survenu le 29 juillet : alors que les opérations préparatoires au redémarrage du réacteur étaient en cours, l'exploitant n'a pas respecté pendant 7 heures les conditions de la dérogation aux spécifications techniques d'exploitation concernant les soupapes de sûreté des générateurs de vapeur en rendant indisponible l'un des échangeurs du circuit de refroidissement intermédiaire du réacteur pour le nettoyer. Les soupapes de sûreté protègent les générateurs de vapeur et les

tuyauteries assurant la circulation de la vapeur jusqu'à la turbine contre les risques de surpression. Le circuit de refroidissement intermédiaire du réacteur permet de refroidir, en fonctionnement normal comme en situation accidentelle, l'ensemble des matériels et fluides des systèmes auxiliaires et de sauvegarde du réacteur.

L'exploitant doit respecter les spécifications techniques d'exploitation. Toutefois, des dérogations assorties de conditions strictes peuvent lui être accordées pour intervenir sur des matériels importants pour la sûreté.

A Penly, après une intervention sur les soupapes de sûreté des générateurs de vapeur, l'exploitant avait été autorisé par dérogation à entamer le redémarrage du réacteur sans que le tarage des soupapes ait été contrôlé. Mais cette dérogation ne permettait pas d'engager des opérations telles que le nettoyage de l'échangeur du circuit de refroidissement intermédiaire du réacteur.

Dès la détection de cette anomalie due à un défaut d'organisation, l'exploitant a remis le réacteur dans un état conforme aux spécifications techniques d'exploitation.

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

Une **inspection**, le 8 août, a eu pour but de mieux cerner les origines de cet incident. Elle a permis d'examiner la gestion des mesures compensatoires liées aux dérogations et la gestion des cumuls d'indisponibilités qui y sont liés.

Le réacteur, à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 10 juin, a été **autorisé** à diverger le 4 août.

Un **incident** est survenu le 7 août : alors que le réacteur était en fonctionnement, de l'air du bâtiment du réacteur a été rejeté à l'atmosphère alors que le système de contrôle destiné à arrêter automatiquement un tel rejet en cas de détection de radioactivité anormale était indisponible, ce qui n'est pas conforme aux spécifications techniques d'exploitation.

Ce rejet d'air périodique est une opération normale d'exploitation, réalisée afin d'abaisser la pression à l'intérieur du bâtiment du réacteur. Il est effectué après analyse en laboratoire de l'air de l'enceinte. De plus, un suivi en continu de la radioactivité de cet air est réalisé par un système de contrôle associé au circuit de rejet. Si une radioactivité anormale est détectée, le circuit se ferme automatiquement.

Le 11 août, l'exploitant a découvert que les vannes permettant la circulation de l'air dans le circuit de contrôle de la radioactivité du bâtiment du réacteur étaient fermées, rendant ainsi indisponibles à la fois le contrôle de la radioactivité et le système de fermeture automatique du circuit de rejet. Après investigation, l'exploitant a établi que les vannes avaient été fermées le 2 août pour une intervention de maintenance sur le circuit.

Dès la détection de l'anomalie, l'exploitant a ouvert les vannes incriminées. La modification des procédures de consignation et de remise en exploitation de ce circuit est en cours de validation. Elle doit permettre d'éviter toute ambiguïté lors du positionnement des vannes. Par ailleurs, une modification du système de surveillance du débit dans ce circuit est en cours d'étude. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté du réacteur. L'air rejeté à l'extérieur avait été préalablement analysé en laboratoire et les détecteurs situés dans la cheminée de rejet n'ont pas détecté de radioactivité anormale.

Cependant, en raison du non-respect des limites et conditions d'exploitation, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Un **incident** est survenu le 25 août : alors que le réacteur était en puissance, l'exploitant a constaté que deux seuils de protection contre un flux nucléaire élevé pendant l'arrêt et le redémarrage du réacteur étaient réglés à des valeurs supérieures à celles exigées par les spécifications techniques d'exploitation.

L'exploitant doit surveiller en permanence le flux des neutrons émis par le cœur du réacteur pour pouvoir contrôler toute augmentation intempestive de puissance. Il dispose pour cela de divers moyens de mesure : les chaînes « de puis-

sance » utilisées en fonctionnement normal, les chaînes « intermédiaires » utilisées lors du redémarrage du réacteur, et les chaînes « sources » capables de mesurer de très faibles flux lorsque le réacteur est à l'arrêt.

Pour chacune de ces mesures, sont définies des valeurs limites appelées seuils. Le franchissement de ces valeurs déclenche automatiquement une ou plusieurs actions qui visent à empêcher d'atteindre les limites de sécurité et permettent de ramener le réacteur dans une situation sûre.

Le 12 août, alors que le réacteur était déjà en puissance, une erreur humaine a engendré un mauvais réglage de deux seuils des chaînes intermédiaires. L'erreur n'a été détectée que le 25 août, lors de l'examen des comptes rendus d'intervention.

Dès la découverte de l'anomalie, et après confirmation du mauvais réglage par des relevés complémentaires, les seuils ont été remis en conformité.

Cet incident n'a pas eu de conséquence pour la sûreté de l'exploitation car, lors de l'erreur de réglage, le réacteur était à un niveau de puissance où les protections concernées n'étaient plus utiles. De plus, en cas de baisse de puissance, les protections des chaînes de puissance étaient pleinement disponibles. Cependant, en raison de la dégradation partielle d'une fonction de sûreté, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.



Phénix
voir Marcoule



Pierrelatte
voir Tricastin

33

Romans-sur-Isère Drôme

► Etablissement FBFC de fabrication de combustibles nucléaires

L'**inspection** réalisée le 11 juillet a porté sur les dispositions complémentaires mises en œuvre par l'exploitant pour une campagne de fabrication d'assemblages à partir d'uranium issu du retraitement de combustibles irradiés.

Par délégation des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a procédé à une modification des prescriptions techniques concernant les opérations de conditionnement de pastilles d'oxyde d'uranium frittées dans des conteneurs de type DHTF (lettre du 9 août).

35

Saclay Essonne

► Centre d'études du CEA

Zone de gestion des déchets solides

L'**inspection** du 20 juillet a permis de faire le point sur l'état et le fonctionnement des ateliers implantés dans les bâtiments 114 et 116.

Installation d'irradiation POSEIDON

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la poursuite de l'exploitation de l'installation sur la base du rapport de sûreté et des règles générales d'exploitation examinés par le Groupe permanent d'experts chargé des usines lors de sa séance du 20 juin 1995 (lettre du 17 août).

Usine de production de radioéléments artificiels – CIS BIO international

Par délégation du ministre de l'industrie et du ministre de l'environ-

nement, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **notifié** de nouvelles prescriptions techniques à l'installation (lettre du 25 juillet).

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** une modification des réseaux utilisés pour la gestion des effluents générés par l'installation (lettre du 25 août).

36

Saint-Alban
Isère

► Centrale EDF

Réacteur 2

Le réacteur a été mis à l'**arrêt** le 7 juillet pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** du 21 juillet a porté sur les chantiers en cours pendant l'arrêt dans le bâtiment du réacteur.

Une réunion de présentation à l'Autorité de sûreté nucléaire du bilan des contrôles et travaux réalisés lors de cet arrêt s'est tenue le 11 août.

Cet arrêt a principalement été marqué par l'épreuve hydraulique de la partie secondaire des quatre générateurs de vapeur et le remplacement d'un des mécanismes assurant le mouvement des grappes de commande dans le cœur du réacteur.

37

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

Réacteur B1

Le 30 juin, les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie ont **autorisé** EDF à stocker sur le site, et introduire dans le réacteur le moment venu, une huitième recharge de combustible MOX.

Le réacteur a été mis à l'**arrêt** le 26 août pour visite décennale et

rechargement en combustible. Au cours de cet arrêt, les trois générateurs de vapeur seront remplacés.

38

Soulaines-Dhuys
Aube

► Centre de stockage de l'Aube (CSA) de l'ANDRA

Une **inspection inopinée** a eu lieu le 8 août. Les inspecteurs ont examiné les différentes alarmes retransmises au poste de garde puis se sont rendus en salle de conduite. Ils ont examiné les différentes consoles, les documents présents ainsi que l'état des alarmes. Les inspecteurs se sont ensuite rendus en zone contrôlée pour visiter le hall de l'unité d'injection, la presse, le bâtiment de transit, et un ouvrage en cours de construction.

L'**inspection** du 29 août a eu pour objectif de contrôler le système de surveillance radiologique du centre de stockage de l'Aube et de son environnement mis en place par l'exploitant. Elle a porté principalement sur le bilan des eaux.



Superphénix
voir Creys Malville

40

Tricastin/Pierrelatte
Drôme

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 5 juillet a été axée sur le traitement des écarts constatés après des travaux de modification sur des systèmes ou des équipements de la centrale.

Le but de l'**inspection** du 12 juillet a été de vérifier, par sondage, le respect des spécifications techniques d'exploitation pendant l'ar-

rêt du réacteur. Les inspecteurs ont examiné différents documents (gammas de changement d'état, comptes rendus de la commission sûreté) préparatoires aux changements d'état du réacteur et la configuration des matériels au regard des spécifications techniques d'exploitation.

L'**inspection** du 30 août a eu pour but de s'assurer, à l'occasion des opérations d'arrêt des réacteurs, du respect des spécifications techniques relatives au confinement (troisième barrière).

Réacteur 1

L'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible du réacteur est prévu du 7 octobre au 15 novembre. Le programme de contrôles et travaux envisagés lors de cet arrêt a été présenté à l'Autorité de sûreté nucléaire au cours d'une réunion tenue le 19 juillet sur le site.

Réacteur 2

Le réacteur était à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible depuis le 3 juin.

Un **incident** est survenu le 4 juillet : alors que le rechargement en combustible était achevé, le niveau d'eau dans la cuve a été baissé au-delà de la limite autorisée par les spécifications techniques d'exploitation.

Lors des opérations de remise en configuration d'exploitation du circuit primaire, l'exploitant est amené à injecter de l'eau borée dans les joints des pompes primaires. Ceci entraîne une montée régulière du niveau d'eau du circuit primaire et nécessite des vidanges périodiques de ce surplus d'eau.

Le niveau d'eau doit cependant rester au-dessus d'une certaine limite. Le respect de cette limite est une des garanties du bon fonctionnement des pompes de refroidissement.

Le 4 juillet, la vidange a été correctement enclenchée, mais un défaut de vigilance, associé à l'inhibition d'une alarme qui aurait dû signaler le niveau bas, a conduit l'opérateur à interrompre tardivement cette vidange, ce qui a fait baisser le

niveau de l'eau au-dessous du minimum requis.

Dès la découverte de l'anomalie, un appoint a été effectué afin de remonter le niveau d'eau dans le circuit primaire.

Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'exploitation. Cependant, en raison du défaut de vigilance de l'exploitant, caractéristique d'une défaillance dans la culture de sûreté, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Réacteur 3

Le réacteur est à l'**arrêt** depuis le 29 juillet pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** du 9 août a porté sur les opérations effectuées pendant cet arrêt. Les inspecteurs ont notamment visité plusieurs chantiers de robinetterie.

Un **incident** est survenu le 15 août : un essai de permutation d'alimentation électrique programmé sur ce réacteur a été réalisé par erreur sur le réacteur 4.

Chaque réacteur à eau sous pression est équipé de deux lignes électriques extérieures en provenance du réseau national, et de deux groupes électrogènes de secours à moteur diesel. L'essai périodique programmé le 15 août visait à s'assurer de la possibilité d'alimenter en électricité une partie des équipements nécessaires au fonctionnement du réacteur 3 par l'une ou l'autre des lignes extérieures.

La réalisation, par inattention, de cet essai sur le réacteur 4, qui fonctionnait alors en puissance, a provoqué normalement le démarrage préventif de l'un de ses groupes électrogènes de secours.

L'anomalie a été immédiatement détectée et les alimentations électriques du réacteur 4 ont été rétablies sans délai dans leur configuration normale d'exploitation.

Cet incident n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'installa-

tion. Cependant, en raison de la mise en service intempestive d'un système de sauvegarde, et du caractère répétitif de ce type d'anomalie sur le site du Tricastin, il a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Au cours d'une réunion préalable à la redivergence, tenue le 29 août, l'exploitant a présenté à l'Autorité de sûreté nucléaire le bilan des contrôles et travaux réalisés lors de l'arrêt du réacteur.

Cet arrêt a principalement été marqué par la mise en évidence de quelques anomalies au niveau de la plaque entretoise supérieure d'un des trois générateurs de vapeur (voir également page...) qui ne remettent pas en cause le fonctionnement du réacteur pour le cycle de production à venir.

A la demande de l'Autorité de sûreté nucléaire, l'exploitant s'est engagé à réaliser une inspection télévisuelle de cette plaque avant la fin de l'année 1995

► Etablissement FBFC de fabrication de combustibles nucléaires

Deux **inspections** ont eu lieu au mois de juillet :

- le 5, sur la vérification des conditions d'exploitation de l'atelier « oxyde », en particulier la mise en service d'un nouveau système destiné aux transferts de poudre ;
- le 6, sur le bilan qualité de l'établissement, la qualification de nouveaux appareils de contrôle (qualité des soudures des crayons composant les éléments combustibles et diamètre des pastilles d'uranium contenues dans ces crayons) ainsi que sur la fabrication des tubes-guides.

Un **incident** est survenu le 24 août : une partie du système de ventilation d'un atelier de traitement d'oxyde d'uranium s'est arrêtée pendant environ 30 minutes, alors que l'atelier était en production.

La ventilation a pour fonction d'évacuer les substances radioactives susceptibles d'être disséminées dans un atelier vers des circuits de filtration et de rejet contrôlé.

Dès l'arrêt de la ventilation, le personnel a été évacué et la production arrêtée, conformément aux consignes d'exploitation.

Cet incident a pour origine un mauvais réglage du réseau d'automates pilotant la ventilation qui avait été récemment mis en place. Après réparation, l'atelier a été remis en production.

Cet incident n'a eu aucune conséquence pour le personnel et l'environnement. Cependant, une défaillance de même cause ayant donné lieu à une première panne le 21 août alors que l'atelier n'était pas encore en production, l'incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

► Usine Eurodif (enrichissement de l'uranium)

L'**inspection** du 6 juillet a porté sur la manutention des conteneurs d'UF₆ (hexafluorure d'uranium) après à divers incidents survenus en 1994.

► Etablissement COMURHEX

Par télex en date du 18 août, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à engager des travaux de modification de la structure 2000. Cet atelier produit, à partir de nitrate d'uranyle provenant du retraitement des combustibles irradiés, du tétrafluorure d'uranium (UF₄) ou de l'oxyde d'uranium sous forme d'U₃O₈. Les travaux autorisés concernent la modification de certains équipements en vue d'augmenter la capacité de production d'oxyde d'uranium. La mise en exploitation de l'atelier modifié reste soumise à l'autorisation préalable du directeur de la sûreté des installations nucléaires.

En bref... France

Réunions du Groupe permanent « réacteurs »

Le groupe permanent « réacteurs » s'est réuni 3 fois pendant le mois de juillet : les 5, 6 et 27. L'objet de ces réunions était d'examiner les derniers problèmes avant le chargement du réacteur B1 de Chooz, première centrale du palier N4 :

- groupes motopompes du circuit primaire ;
- contrôle-commande ;
- temps de chute des grappes de commande.



Centrale de Chooz B

Réunion de la Section permanente nucléaire

La Section permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression (CCAP) s'est réunie le 4 juillet pour examiner le dossier relatif à l'analyse du comportement du circuit primaire principal des réacteurs à eau sous pression du palier N4 (1400 MWe).

Inspection générale du CISN sur le site de Chooz

Le Comité interministériel de la sécurité nucléaire (CISN) a conduit les 11 et 12 juillet une inspection générale sur le site de Chooz, en prévision de la mise en service des installations.

Les départements ministériels intéressés par les questions de sécurité nucléaire (industrie, environnement, intérieur, santé, défense) constituaient cette mission d'inspection.

La DSIN et la DRIRE Champagne-Ardenne ont participé au titre de la sûreté nucléaire à

cette inspection générale qui s'est déroulée selon le programme suivant :

- réunion administrative en Préfecture des Ardennes, sur l'état des procédures liées au démarrage des installations ;
 - visite du site de Chooz, orientée vers la protection et la surveillance de l'environnement et la protection contre les actes de malveillance ;
 - rencontre avec les élus de la région de Givet et de la CLI ;
 - rencontre avec les représentants des autorités belges concernant l'instruction des demandes d'autorisation de rejets radioactifs.
- L'inspection générale a été présentée au cours d'une conférence de presse tenue par la secrétaire générale du CISN et le préfet des Ardennes devant la presse régionale française et belge.

Les personnes

Mouvements à la tête des DRIRE :

Marc Caffet, qui était DRIRE Lorraine, est nommé DRIRE Rhône-Alpes à compter du 1^{er} septembre. Il est remplacé à la DRIRE Lorraine par Stéphane Cassereau, directeur des études et directeur adjoint de l'Ecole des mines de Nantes.

Jean-Claude Ferrand, qui était DRIRE Rhône-Alpes, est nommé chargé de mission auprès du directeur de la DIGEC (Direction du gaz, de l'électricité et du charbon) du ministère de l'industrie.

Pierre-Franck Chevet, adjoint au directeur de la sûreté des installations nucléaires, devient DRIRE Alsace. Il remplace Jacques Ibert, nommé chef du service de l'environnement industriel au ministère de l'environnement.

Mouvements à la DSIN et dans les DIN :

Michèle Rousseau, qui était précédemment sous-directeur à la direction générale des stratégies industrielles du ministère de l'industrie, remplace Pierre-Franck Chevet au poste d'adjoint au directeur de la DSIN.

Gilles Perrin prend la tête du BCCN. Il remplace Rémi Favier, qui devient sous-directeur de la pollution industrielle au sein de l'Agence de l'eau Rhône-Méditerranée-Corse.

Vincent Pertuis devient chef de la division des installations de la DRIRE Nord-Pas-de-Calais.

Sont nommés adjoints au chef de la Division des installations nucléaires :

- en région Basse-Normandie, Raphaël Aurus ;
- en région Centre, Bernard Leclerc ;
- en région Nord-Pas-de-Calais, Pascal Simonin ;
- en région Rhône-Alpes, Christian Pignol.

A la 4^e sous-direction de la DSIN (inspection, crise), Didier Champion, qui était chef du service de l'environnement industriel à la DRIRE du Nord-Pas-de-Calais, devient chargé de mission auprès du responsable de la sous-direction ; Jean-Yves Durel devient adjoint de ce responsable.

Olivier Brigaud, pour sa part, est nommé chargé de mission à la 1^{re} sous-direction (laboratoires et usines).

▼ Relations internationales

Convention sur la sûreté nucléaire

Le Journal Officiel du 3 août a publié la loi n° 95-865 du 2 août 1995 autorisant l'approbation de la Convention sur la sûreté nucléaire, adoptée à Vienne le 17 juin 1994 et signée par la France le 20 septembre 1994.

Négociée depuis 1991 avec la participation active de la France, cette Convention constitue le premier instrument international traitant de la sûreté nucléaire, appliquée en l'espèce aux centrales nucléaires civiles fixes. L'instrument prévoit que les parties introduisent dans leur droit interne les principes de sûreté contenus dans la Convention. Pour la mise en œuvre de ces obligations, il dispose que chaque partie fait rapport devant les autres parties lors de « réunions d'examen » périodiques. Ces dispositions sont complétées par des clauses finales.

Mise en œuvre juridique des principes de sûreté

Les parties ont l'obligation, au moment où la Convention entre en vigueur à leur égard, de faire procéder à un examen de la sûreté des installations visées par la Convention, d'y faire apporter les améliorations nécessaires et de programmer éventuellement l'arrêt de ces installations si un renforcement de la sûreté n'est pas réalisable. Pour l'échéancier de mise à l'arrêt, il peut être tenu compte de l'ensemble du contexte énergétique et des solutions de remplacement possibles, ainsi

que des conséquences sociales, environnementales et économiques.

Chaque partie est tenue d'établir et de maintenir en vigueur un cadre législatif, réglementaire et administratif pour régir la sûreté des centrales nucléaires et de créer un organisme de réglementation en matière de sûreté, chargé d'élaborer et de mettre en œuvre les dispositions adoptées en ce domaine. Cet organisme doit être indépendant de toute autre structure chargée de la promotion ou de l'utilisation de l'énergie nucléaire.

Les dispositions arrêtées doivent notamment prévoir :

- l'établissement de prescriptions et de règlements de sûreté nationaux pertinents ;
- un système de délivrance d'autorisations pour l'exploitation des installations ;
- un système d'inspection et d'évaluation pour vérifier le respect des règlements et des conditions des autorisations ;
- des mesures destinées à faire respecter les règlements et les conditions des autorisations.

En outre, les parties doivent s'appuyer sur différentes règles de conduite telles que : la responsabilité première du titulaire de l'autorisation, la priorité accordée à la sûreté, la disponibilité de ressources financières et humaines suffisantes, la prise en compte des facteurs humains, la mise en place d'une assurance de la qualité garantissant que les

exigences spécifiées pour toutes les activités importantes pour la sûreté sont respectées.

De plus, les signataires s'obligent à procéder à des évaluations et à des vérifications systématiques de la sûreté, à appliquer le principe selon lequel l'exposition des travailleurs et du public aux rayonnements ionisants doit être maintenue au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, enfin à l'adoption de mesures en matière d'organisation en situation d'urgence.

Les dispositions appropriées doivent être prises tout au long de la vie de l'installation :

- choix des sites d'implantation des centrales ;
- conception et construction ;
- exploitation de la centrale et gestion des déchets.

Examen par les parties contractantes

La Convention ne comporte pas de système de contrôle à proprement parler. Chaque partie établit un rapport sur les mesures qu'elle a prises pour remplir chacune des dispositions énoncées dans la Convention. Elle présente ce rapport aux autres parties au cours de « réunions d'examen ». Le but de ce mécanisme d'examen par les pairs est d'inciter les parties à améliorer volontairement leur réglementation ainsi que le niveau de sûreté de leurs installations.

Une réunion préparatoire des parties contractantes se tiendra dans les six mois suivant la date d'entrée en vigueur de la Convention. Elle fixera la date de la première réunion d'examen, les suivantes devant se tenir dans un délai maximum de trois ans.

Les règles de procédure de ces réunions d'examen seront précisées par les parties contractantes lors de la réunion préparatoire. La Convention prévoit que les informations communiquées par les parties contractantes lors des « réunions d'examen » sont soumises à une stricte obligation de confidentialité. Par ailleurs, les « rapports de synthèse », consacrés aux questions abordées lors des « réunions d'examen », qui sont mis à la disposition du public, sont adoptés par consensus par les parties contractantes. Cela permet d'éviter qu'un Etat soit contraint de rendre publique une information qu'il ne souhaite pas voir divulguer.

L'AIEA assurera le secrétariat des réunions des parties.

Cluses finales

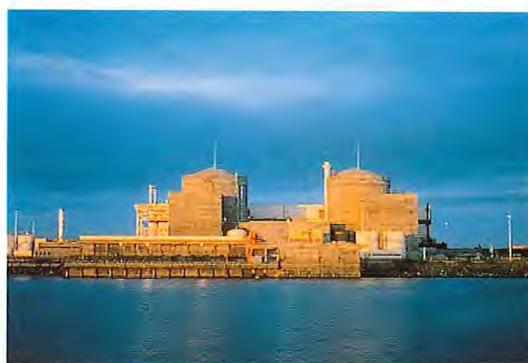
Parmi celles-ci on relève que :

1 – La Convention est ouverte à la signature ou à l'adhésion de tous les Etats, ainsi que d'organisations régionales, à la double condition que les organisations soient constituées par des Etats souverains et aient compétence pour négocier, conclure et appliquer des accords internationaux portant sur des domaines couverts par la Convention. A cet égard, une organisation régionale qui deviendrait partie bénéficierait des mêmes droits et assumerait les mêmes responsabilités que ceux que la Convention attribue aux Etats. Elle ne pourrait toutefois agir en son nom propre, dans le cadre de la Convention, que dans la limite de ses domaines de compétences. C'est à ce titre que la Communauté européenne de l'énergie atomique (CEE) envisage de devenir partie à la Convention.

2 – La Convention entrera en vigueur le quatre-vingt-dixième jour qui suit la date de dépôt du vingt-deuxième instrument de ratification, sous réserve qu'un tel instrument ait été déposé par dix-sept Etats possédant chacun au moins une installation nucléaire dont un réacteur à divergé.

La réalisation de ces conditions, et donc l'entrée en vigueur de la Convention, peut être raisonnablement envisagée durant l'année 1996.

Afrique du Sud



Centrale de Koeberg.

Les relations de la DSIN avec l'Autorité de sûreté Sud africaine, le Council for Nuclear Safety (CSN), se développent : c'est ainsi que, sans attendre l'arrangement qui sera signé entre le CSN et la DSIN en septembre prochain, une action de coopération a été réalisée durant les deux premières semaines de juillet : un responsable du CSN est venu étudier les méthodes utilisées et les actions réa-

lisées dans le cadre des réévaluations de sûreté des réacteurs d'EDF. Il faut rappeler que l'Afrique du Sud dispose à Koeberg de 2 tranches électronucléaires de 900 MWe, d'origine française, qui ont été couplées au réseau en 1984 et 1985.

Au cours de cette mission, le représentant du CSN, accompagné par un ingénieur de l'exploitant ESKOM, a rencontré des spécialistes de la DSIN, du Département d'évaluation de sûreté (DES), d'EDF, de la DRIRE Aquitaine et a visité les centrales de Fessenheim et Bugey.

Allemagne

Un sommet franco-allemand s'est tenu le 11 juillet. A l'issue de cette rencontre, les ministres français chargés respectivement de l'Environnement et de l'Industrie et le ministre allemand de l'Environnement, de la Protection de la Nature et de la Sûreté Nucléaire (BMU) ont fait connaître leur position sur la sûreté du projet franco-allemand de réacteur du futur, EPR, par la déclaration commune dont le texte est donné ci-après :

Déclaration commune franco-allemande du 11 juillet 1995 sur l'approche de sûreté pour de futurs réacteurs électronucléaires

Lors du sommet franco-allemand des 19 et 20 avril 1989, il a été décidé d'intensifier la coopération des deux gouvernements dans le domaine de la sûreté nucléaire. Sur cette base, les ministères compétents des deux pays ont élaboré une approche commune pour de futurs réacteurs électronucléaires.

Compte tenu de cette approche, un groupe industriel franco-allemand a proposé les principales options de sûreté d'un projet dénommé EPR (European Pressurized Water Reactor) et a investi environ 220 millions de deutschmarks pour son développement.

Ce projet est d'une conception similaire aux réacteurs actuels et prend en compte leur expérience d'exploitation et le résultat des études de sûreté approfondies réalisées. Il s'agit donc d'un projet « évolutionnaire ».

Les deux gouvernements souhaitent une amélioration significative de la sûreté.

Les deux gouvernements s'accordent sur le fait que les progrès déjà accomplis sont pour une part significative dus à la coopération particulièrement efficace des autorités de sûreté des deux pays et de leurs appuis techniques (en particulier entre la DSIN et son homologue allemand au sein du BMU, entre l'IPSN et le GRS, ainsi qu'entre les groupes d'experts GPR et RSK). Ils considèrent important que cette coopération soit à l'avenir encore renforcée.

Les deux gouvernements sont prêts à poursuivre leur collaboration en matière de sûreté nucléaire afin d'accompagner les futurs développements du projet EPR.

Ils considèrent également que les actions engagées dans ce domaine sont de nature à préparer une démarche d'harmonisation européenne.

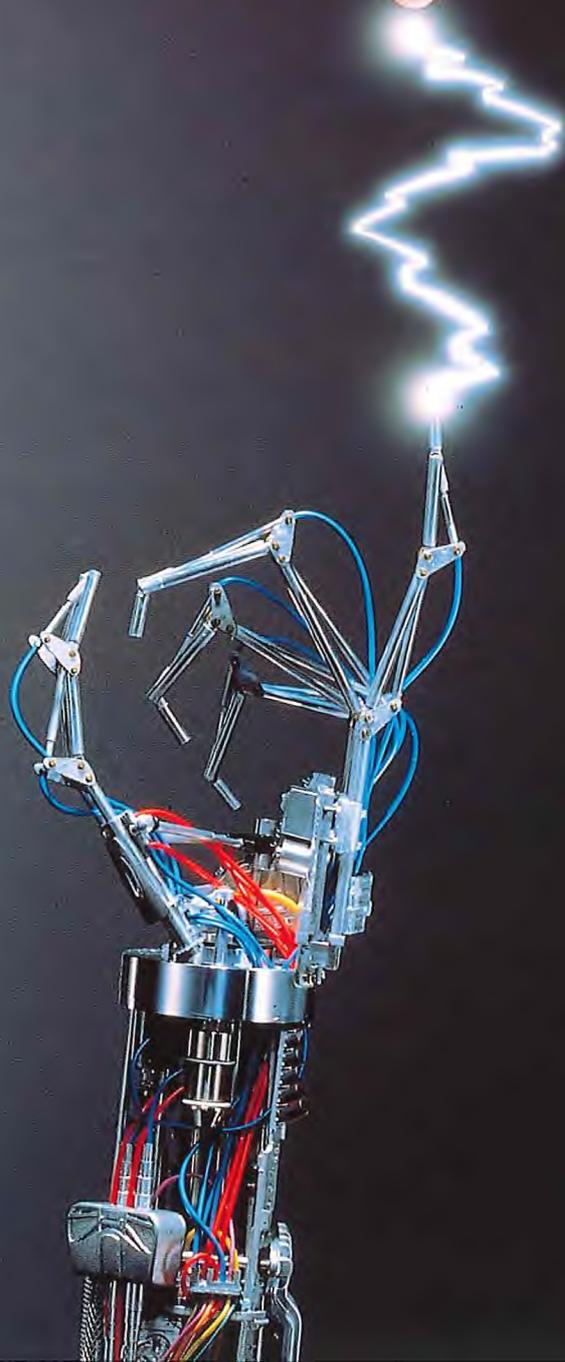
Pour sa part, le gouvernement français confirme, au vu de ces éléments, son intérêt à la poursuite des études sur le projet de réacteur franco-allemand, de façon à permettre, en temps opportun, la réalisation d'une première tranche nucléaire aux normes EPR. Il s'agit de disposer à moyen terme d'une tête de série permettant de valider les hypothèses techniques et économiques retenues par les industriels sur la base des positions exprimées par les Autorités de sûreté française et allemande.

Maroc

Le projet de la Maamora, qui prévoit la construction d'un réacteur de recherche et d'un centre d'étude nucléaire, devrait trouver son aboutissement à l'automne prochain, au moment de la signature probable du contrat entre l'exploitant marocain et Technicatome.

La DSIN et son support technique, l'IPSN, ont continué leur action d'assistance auprès du Ministère de l'énergie et des mines du royaume du Maroc. Ceci s'est traduit par une mission du DES en juin au Maroc, puis une mission de la DSIN en juillet, enfin par une visite à Paris du responsable du service nucléaire du Maroc.

Les réacteurs en construction le palier N4



Sommaire

- Introduction
par André-Claude Lacoste, directeur
de la sûreté des installations nucléaires
- L'examen du palier N4 par l'Autorité de sûreté
Marc Rico, adjoint au sous-directeur
chargé des réacteurs (DSIN)
- N4 : un palier d'avance
par Hervé Machenaud, directeur adjoint
de la direction de l'équipement à EDF
- Points de vue
 - Entretien avec Bernard Aubertin, président
de la Commission Locale d'Information de Chooz
 - Contribution de la fédération CGT de l'énergie
Jacques Olivier et Jean-Pierre Sotura
 - Courrier de l'Association Stop Civaux
par Colette Brisson

INTRODUCTION

Cela fait une quinzaine d'années qu'EDF et Framatome ont décidé de lancer un nouveau modèle de réacteurs à eau sous pression, dit « palier N4 ». Ce nouveau type devait se situer dans la continuité du « palier P'4 » de 1300 MWe alors existant, avec diverses modifications tendant à moderniser le modèle, à tenir compte du retour d'expérience sur certains points, et à franciser définitivement les réacteurs jusque là fabriqués sous licence Westinghouse. La plus spectaculaire de ces modifications consistait à doter les futurs réacteurs d'un système de contrôle-commande entièrement informatisé.

Le développement du nouveau palier a été beaucoup plus lent que prévu, à la fois pour des raisons de difficulté de mise au point du système de contrôle-commande et de ralentissement global du programme d'équipement nucléaire français. Ce n'est qu'en 1995 que le premier réacteur du palier N4, celui de Chooz B1, va démarrer, et tout laisse à penser que l'effectif total de ce palier sera limité aux quatre réacteurs actuellement lancés, deux à Chooz et deux à Civaux : les besoins ultérieurs d'équipement se situent à un terme compatible avec la mise au point du réacteur franco-allemand EPR, auquel était consacré l'avant-dernier numéro de Contrôle.

Du point de vue de la sûreté, comment le palier N 4 se présente-t-il ? Le retour d'expérience a-t-il permis d'améliorer significativement certains points délicats des réacteurs antérieurs ? Inversement, l'adoption de modifications novatrices ne risque-t-elle pas d'introduire des éléments de fragilité non rencontrés jusque là ? Comment parer à ces problèmes nouveaux ? C'est ce dossier que, de façon nécessairement très résumée, Contrôle ouvre aujourd'hui.

André-Claude LACOSTE
Directeur de la Sûreté
des Installations Nucléaires



L'examen du palier N4 par l'Autorité de sûreté

Marc Rico,
adjoint au sous-directeur chargé des réacteurs (DSIN)

L'examen, par l'Autorité de sûreté, du palier des centrales de 1400 MWe, dit palier N4, a porté principalement sur la sûreté de ces installations, mais également sur les conditions de rejets de leurs effluents radioactifs.

Cet examen est une longue histoire. Peu de personnes l'ont suivie depuis son début, et pour cause : de 1980, date de lancement du projet, à aujourd'hui, cela fait une demi-génération !

Petit rappel historique

A l'aide de quelques dates, on peut présenter le déroulement de l'instruction de la demande d'autorisation de la tranche 1 de la centrale de Chooz B, qui sera le premier réacteur du palier N4 mis en service. Cette instruction a été menée par le Service central de sûreté des installations nucléaires (SCSIN), devenu en 1991 la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), avec ses appuis techniques, notamment l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) et le Groupe permanent chargé des réacteurs :

- 1980 : dépôt de la demande d'autorisation de création de la centrale de Chooz B ;
- 1980 à 1983 : analyse des options de sûreté du palier N4. Huit séances du Groupe permanent chargé des réacteurs lui sont consacrées ;
- octobre 1983 : envoi par le ministre de l'industrie, sur la proposition du SCSIN, à la direction générale d'EDF d'une lettre d'orientation relative aux obligations et aux caractéristiques principales à appliquer aux futures tranches nucléaires de 1400 MWe ;
- de 1983 à 1984 : analyse du rapport préliminaire de sûreté de la centrale de Chooz B présenté par EDF. Six séances du Groupe permanent lui sont consacrées ;
- octobre 1984 : signature du décret autorisant la création par EDF de la tranche 1 de la centrale de Chooz B ;

- de 1985 à 1993 : examen complémentaire du rapport de sûreté. Douze séances du Groupe permanent lui sont consacrées ;
- août 1994 : transmission par EDF du rapport provisoire de sûreté pour la centrale de Chooz B ;
- de 1994 à août 1995 : examen de ce rapport provisoire de sûreté. Treize séances du Groupe permanent lui sont consacrées ;
- septembre 1995 : présentation par EDF de la demande d'autorisation de chargement pour la tranche 1 de la centrale de Chooz B.

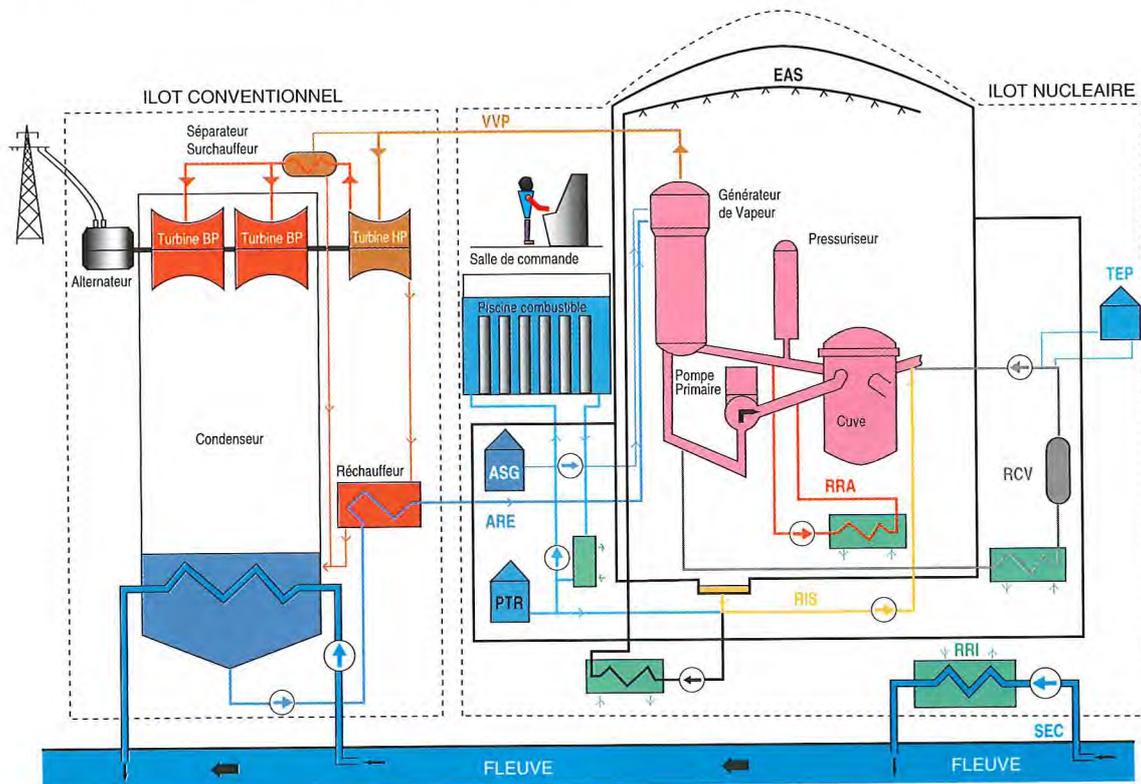
Pour les autres réacteurs du palier N4, les décrets d'autorisation de création ont été signés en février 1986 pour la tranche 2 de la centrale de Chooz B, et en décembre 1993 pour les tranches 1 et 2 de la centrale de Civaux. Le chargement de ces réacteurs est envisagé dans un délai de trois mois pour la tranche 2 de Chooz B, en 1996 pour la tranche 1 de Civaux et ultérieurement pour la tranche 2.

A ce jour, l'examen du palier N4 a conduit à 39 séances du Groupe permanent chargé des réacteurs et à 23 lettres adressées par le directeur de la sûreté des installations nucléaires à la direction d'EDF, ce qui montre l'ampleur de la tâche.

L'examen de la sûreté des centrales du palier N4

Opération de longue haleine, l'examen de sûreté a progressé au fur et à mesure qu'EDF a affiné son projet, marqué, comme nous le verrons, par le changement de technologie décidé pour le contrôle-commande. Cet examen s'est fondé sur le rapport de sûreté et les notes justificatives présentés par EDF. Ces documents ont été complétés pour prendre en compte les modifications du projet ou les demandes d'information de l'Autorité de sûreté.

Schéma de principe d'un réacteur à eau sous pression



ABRÉVIATIONS UTILISÉES DANS LE SCHÉMA DE PRINCIPE D'UN RÉACTEUR À EAU SOUS PRESSION

ARE	circuit d'eau alimentaire normal des générateurs de vapeur	RRI	circuit de réfrigération intermédiaire
ASG	circuit d'eau alimentaire de secours des générateurs de vapeur	SEC	circuit de refroidissement des échangeurs RRI
EAS	circuit d'aspersion dans l'enceinte	TEP	traitement des effluents primaires
PTR	circuit de traitement et de réfrigération de l'eau des piscines	VVP	vapeur vive principale
RCV	circuit de contrôle chimique et volumétrique	Turbine BP	turbine basse pression
RIS	circuit d'injection de sécurité	Turbine HP	turbine haute pression
RRA	circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur		

L'examen de sûreté a conduit à étudier les scénarios d'accidents pouvant avoir les conséquences les plus graves, y compris ceux considérés comme non plausibles. Pour le palier N4, l'étude des conséquences de ces scénarios a été étendue en intégrant explicitement la phase d'intervention humaine après l'accident, jusqu'au retour et au maintien du réacteur dans un état sûr.

Lors de l'examen de sûreté, ont également été évaluées les conséquences pour la sûreté des dispositions envisagées pour la conception, la fabrication et l'exploitation des centrales du palier N4. Cette évaluation a porté sur chacune des parties du réacteur et sur ses installations périphériques, ainsi que sur le contrôle-commande, la protection contre l'incendie, le confinement des installations, les essais périodiques du matériel, le plan d'urgence interne... Certains sujets, en particulier le contrôle-commande, constituent de

vastes domaines ayant fait l'objet de nombreuses études.

La prise en compte de l'expérience acquise sur les réacteurs en service

Dès l'origine du projet, il a été demandé à EDF de prendre en compte l'expérience acquise au cours de l'exploitation des réacteurs en service, notamment dans la conception et la réalisation des circuits primaire et secondaire du palier N4.

Cette exigence du retour d'expérience doit permettre d'éviter que les nouvelles tranches ne présentent des situations, déjà constatées, préjudiciables à la sûreté.

On peut noter que, pour ce qui concerne les circuits primaire et secondaire, environ 130 problèmes recensés depuis l'origine du parc nucléaire français de réacteurs à eau pressurisée ont été examinés.

Malgré l'importance du travail réalisé, on doit cependant constater que tous ces problèmes n'ont pas été résolus de manière définitive. En effet, pour certains, l'expérience d'exploitation devra confirmer la validité des choix techniques qui ont été effectués ; pour d'autres, en l'absence de solution satisfaisante, les études doivent être poursuivies. Aucune de ces difficultés n'a toutefois conduit à remettre en cause le projet.

L'inconel 690

L'un des points les plus significatifs du retour d'expérience d'exploitation des réacteurs des paliers de 900 MWe et 1300 MWe a été le remplacement de l'alliage inconel 600 par l'inconel 690, dès que cela s'avérait possible.

Ce nouvel alliage a été mis en œuvre sur les générateurs de vapeur des dernières centrales du palier 1300 MWe. Il semble être nettement moins sensible à la corrosion, notamment la corrosion sous contrainte, que l'inconel 600.

Après les corrosions constatées sur les tubes de générateur de vapeur, d'autres incidents dus à la corrosion de l'inconel 600 sont apparus, au premier rang desquels on doit placer le phénomène de fissuration des adaptateurs de couvercle, découvert en 1991. Ce phénomène, qui pourrait conduire à l'éjection d'un adaptateur, a conduit EDF à engager le remplacement des couvercles de cuve de réacteur affectés.

Dans le palier N4, il a été décidé d'utiliser l'inconel 690, d'une part pour toutes les zones qui sur le palier précédent étaient en inconel 600 et qui se sont fissurées, d'autre part pour les zones considérées comme devant être les plus sensibles à la corrosion.

Les conséquences des innovations technologiques sur la sûreté

Lors de l'examen de sûreté, ont été évaluées les conséquences sur la sûreté des innovations technologiques introduites dans le palier N4.

La plus importante concerne le contrôle-commande, mais cela ne doit pas conduire à omettre les générateurs de vapeur, les pompes primaires et les tubes-guides des grappes de commande.

Les générateurs de vapeur

Les nouveaux générateurs de vapeur qui équiperont le palier N4 constituent une évolu-

tion importante par rapport aux générateurs installés sur le palier de 1300 MWe.

Leur conception a visé à en accroître les performances : un meilleur rendement avec, à la sortie, une vapeur de meilleure qualité. Ceci a notamment entraîné une plus grande compacité des tubes d'échange de chaleur du générateur, disposés suivant un pas triangulaire et non plus carré.



Les conséquences sur la sûreté sont de différents ordres :

- le plus faible volume d'eau du côté du circuit secondaire est défavorable en cas d'accident (notamment en cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur) ;
- la plus grande compacité, réduisant l'espace entre les tubes, rend plus difficile le contrôle visuel et les opérations de nettoyage de la plaque tubulaire, zone sensible à la corrosion du fait des dépôts qui viennent s'y accumuler.

L'examen de sûreté a donc conduit à vérifier l'acceptabilité de ces conséquences. Notamment, EDF a été amené à développer de nouveaux moyens de contrôle et de nettoyage des générateurs de vapeur et à en démontrer les performances.

On doit cependant souligner que sur d'autres points les générateurs de vapeur du palier N4 apportent des améliorations. Par exemple, les possibilités de contact entre les tubes ont été réduites, ce qui limite les risques d'usure.

Les pompes primaires

Les pompes primaires du palier N4 sont d'une conception différente des pompes des paliers précédents. En particulier, elles sont équipées d'une nouvelle hydraulique qui permet de disposer d'un débit plus important.

Au cours des différents essais réalisés et sur boucle et sur site, il a été constaté une dérive

des caractéristiques des pompes, pouvant entraîner une augmentation anormale du débit d'eau primaire dans la cuve du réacteur.

Les conséquences potentielles de cette augmentation du débit sont :

- l'augmentation du temps de chute des grappes de commande ;
- la réduction de la marge relative à la tenue mécanique des assemblages combustibles.

L'origine de cette anomalie n'a pas pu encore être identifiée. Aussi, l'utilisation de ce matériel ne peut être acceptée qu'à la condition que l'évolution du débit de la cuve soit surveillée en permanence, de manière à s'assurer que ce débit reste dans des limites acceptables.

EDF a donc proposé un suivi individuel de chaque pompe primaire au moyen d'un système de surveillance automatisé qui déclenche une alarme lorsqu'augmente la caractéristique hydraulique d'une pompe. Il a été demandé à EDF de prévoir les dispositions à adopter dans le cas où une dérive remettrait en cause le fonctionnement des pompes.

Les tubes-guides des grappes de commande

Les grappes de commande ont pour rôle de maîtriser la réaction nucléaire. Elles pénètrent dans le cœur du réacteur en coulisant dans des tubes-guides. En cas d'arrêt d'urgence, ces grappes de commande doivent pouvoir descendre dans le cœur très rapidement. Une valeur maximale du temps d'insertion des grappes a été fixée, en se basant sur la cinétique des accidents envisagés.

Les tubes-guides des grappes de commande prévus pour le palier N4 sont légèrement différents de ceux du palier 1300 MWe. Ils sont du même type que ceux qui ont été fournis par Framatome pour l'équipement d'une centrale nucléaire chinoise à Daya Bay (province de Guang-Dong). Or, il a été mis en évidence sur la centrale de Daya Bay une augmentation anormale du temps de chute des grappes. Ce phénomène serait dû à la géométrie des tubes-guides.

EDF a été amené à examiner quelle était sur ce point la situation du palier N4, et notamment de la tranche 1 de la centrale de Chooz B. Il s'est engagé dans un premier temps à modi-

fier les tubes-guides avant la mise en service du réacteur, et dans un deuxième temps à les remplacer, lors du premier arrêt du réacteur (c'est-à-dire après un an de fonctionnement), par des tubes-guides identiques à ceux du palier de 1300 MWe.

Le contrôle-commande

Le contrôle-commande a deux fonctions principales : permettre aux opérateurs de piloter le réacteur, et engendrer des actions automatiques de protection et de sauvegarde en cas d'incident ou d'accident.

C'est dans ce domaine que se trouve la principale innovation du palier N4 par rapport au palier de 1300 MWe.

Sur le palier 1300 MWe, la salle de commande est de type classique (avec des boutons poussoirs disposés sur un pupitre, des cadrans et des verrines d'alarme) et les liaisons sont encore en grande partie fil à fil. Le contrôle-commande utilise une logique programmée, mais l'informatisation est limitée au système de protection. Rappelons que le système de protection gère les fonctions de protection du réacteur : il assure la surveillance de la température, de la pression, du flux neutronique, des débits..., et déclenche le cas échéant l'arrêt d'urgence du réacteur et les actions de sauvegarde telles que l'injection de sécurité.

Sur le palier N4, l'ensemble du contrôle-commande utilise des calculateurs et des liaisons par réseaux locaux, et la salle de commande est équipée d'écrans sensitifs de commande et d'écrans d'alarme. En effet, avec le palier N4, EDF a décidé d'informatiser totalement la conduite de la centrale. Cette informatisation ne se limite pas à suivre une évolution largement engagée dans l'industrie classique ; elle va plus loin en offrant une assistance à la conduite, notamment en situation accidentelle.

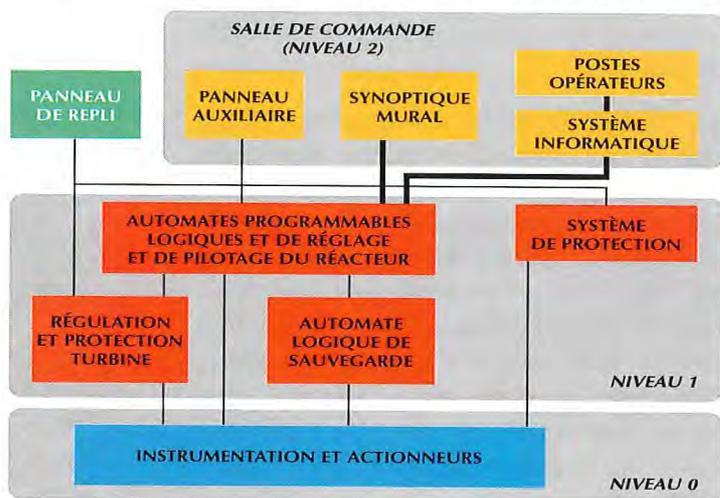
Toutefois, la conduite d'un réacteur nucléaire pose des problèmes de sûreté autres que ceux d'une sucrerie ou même d'une raffinerie, et l'informatisation ne peut être réalisée sans vérifier que les systèmes et les logiciels utilisés ne risquent pas de conduire à des situations accidentelles du fait d'informations mal retransmises au poste de conduite ou d'ordres aberrants envoyés vers l'installation.

L'objectif initial d'EDF était de développer un nouvel automate de très grande puissance, capable d'assurer toutes les fonctions de contrôle logique et de régulation, et présentant les mêmes garanties de sûreté que le système de protection.

Mais le type d'informatisation décidée pour le palier N4 présente de grandes difficultés pour la qualification fonctionnelle des logiciels, difficultés qui peuvent devenir insurmontables si le volume d'informations à traiter est trop important. C'est ce qui s'est révélé être le cas avec le système de contrôle-commande initialement prévu pour équiper le palier N4, le Controbloc P20.

En 1990, EDF a décidé l'abandon du projet Controbloc P20 et a décidé d'utiliser un produit existant sur le marché, ce qui était possible en répartissant sur plusieurs machines les différentes fonctions prévues. Ce produit devait toutefois être assez performant pour permettre de conserver l'informatisation de la salle de commande, tout en étant suffisamment simple pour pouvoir être qualifié dans les délais que s'était fixés EDF. C'est l'automate Contronic E, développé par Hartmann et Braun, qui a été retenu.

Architecture du contrôle-commande du palier N4



Compte tenu de l'ampleur de l'innovation introduite par EDF dans le contrôle-commande, la DSIN a voulu compléter les expertises techniques dont elle disposait en tirant parti de l'expérience des autres industries mettant en œuvre des matériels informatiques. A cet effet, la DSIN s'est appuyée dans son examen sur un groupe de travail d'experts français appartenant à des secteurs industriels tels que l'aéronautique ou les transports ferroviaires.

La défaillance du système informatique conduisant à la panne totale de la salle de commande a été envisagée dans le cadre de l'examen de sûreté. Un panneau auxiliaire, qui est un pupitre de conception classique, a été prévu pour permettre à l'opérateur de ramener le réacteur dans un état sûr. Par ailleurs, un synoptique représentant l'état de la tranche continue également à renseigner cet opérateur en cas de défaillance du système d'écrans.

L'examen de sûreté a également conduit à analyser de manière approfondie l'interface homme-machine. En effet, les conditions de conduite sur le palier N4 sont totalement différentes de ce qu'elles étaient sur les paliers précédents, la différence la plus immédiate étant la conduite en position assise, à partir de postes distincts pour chacun des opérateurs. Les conditions de passage au panneau auxiliaire, en cas de perte des écrans, ont également été examinées.

Les valeurs limites de rejets radioactifs

Outre l'examen de la sûreté de l'installation, l'action de la DSIN relative au palier N4 a également porté sur l'élaboration des arrêtés d'autorisation de rejets des effluents radioactifs, conjointement avec les départements ministériels concernés.

L'expérience des centrales des paliers de 900 MWe et 1300 MWe montre que les valeurs limites de rejet fixées par les arrêtés ministériels autorisant les rejets radioactifs sont de manière systématique très largement supérieures aux rejets effectifs des centrales. On peut noter en ordre de grandeur que les valeurs limites sont 100 fois plus élevées que les rejets réels (hors tritium pour les effluents liquides, et hors halogènes et aérosols pour les effluents gazeux).

Cette situation, que l'on pourrait considérer comme positive puisqu'elle résulte d'une réduction des rejets au fil des ans, n'est cependant pas satisfaisante. Comment expliquer qu'un rejet, de caractère accidentel par exemple, conduisant à dépasser de 100 fois les niveaux habituels, puisse être considéré comme normal, compte tenu du fait qu'il respecte la réglementation ?

Pour le palier N4, la volonté de la DSIN est que la détermination des valeurs limites de rejet tienne compte des progrès techniques

réalisés dans les centrales, ce qui doit conduire à fixer des valeurs limites plus proches des niveaux réels des rejets.

L'examen du palier N4 s'achève.

Et après ?

L'examen de sûreté du palier N4 s'achève maintenant. Il s'est étiré sur une longue période : la cohérence de l'action de l'Autorité de sûreté a-t-elle bien été maintenue au cours de cette instruction ? Même si certains rapports d'évaluation de sûreté ont sans doute vieilli, les méthodes de travail utilisées, avec un système d'expertise à plusieurs niveaux, le recours à des experts extérieurs

au nucléaire ou le réexamen d'un sujet dès lors que cela s'avérerait nécessaire, laissent penser. Ce sentiment est renforcé par le fait que le palier N4 reste proche du palier 1300 MWe, malgré les améliorations sur le plan de la sûreté.

Aujourd'hui, les appuis techniques de la DSIN ont donné un avis favorable au chargement en combustible, première étape de la mise en service de la tranche 1 de Chooz B. Ceci ne doit pas conduire à oublier qu'il n'a pas encore été conclu sur certains points relatifs à la sûreté, et qu'il conviendra que l'Autorité de sûreté soit vigilante pour que les engagements pris par EDF soient respectés.

N4 : un palier d'avance

Par Hervé Machenaud

directeur adjoint de la direction de l'équipement à EDF

La place du palier N4 dans le programme nucléaire français

La connaissance détaillée et approfondie du fonctionnement et de l'exploitation des centrales REP acquise en France est unique au monde. Elle est la conséquence de l'organisation intégrée d'EDF, entreprise de service public. Le retour d'expérience en exploitation a nourri la réflexion sur la conception des systèmes, des équipements, et du mode d'exploitation du palier N4, ainsi que sur les modifications introduites en parallèle dans le parc en service.

Le palier N4 se situe dans la continuité du programme électronucléaire français

Le palier N4 fait suite aux paliers 900 MWe (34 tranches) et 1300 MWe (20 tranches). Les évolutions dans sa conception prennent en compte les 600 années-réacteur de retour d'expérience en exploitation du parc nucléaire d'EDF, ainsi que les enseignements de l'accident de Three Mile Island (1979).

L'approfondissement de son niveau de sûreté est sans équivalent actuellement. Sa conception intègre plus de 30 ans d'expérience française dans l'ingénierie électronucléaire, acquise avec les paliers 900 MWe, puis 1300 MWe.

Chooz B1, tête de série du palier N4, est le cinquante-cinquième réacteur à eau pressurisée, conçu et réalisé en France pour EDF. Il constitue une étape majeure dans le programme électronucléaire français, de par sa puissance (1450 MWe), et sa conception entièrement française.

Quatre unités du palier N4 seront mises en service entre 1995 et 1998 : deux à Chooz, dans les Ardennes, et deux à Civaux, près de Poitiers.

Des avancées significatives

Chooz B1 présente des avancées significatives : dans le circuit primaire, conçu par Framatome, le groupe turboalternateur « Arabelle » de GEC Alsthom, et le système de contrôle-commande, qui permet le pilota-

ge de la centrale depuis la salle de commande informatisée, réalisé avec Sema Group. L'exhaustivité des états de fonctionnement programmés permet de proposer pour la première fois au monde aux opérateurs un diagnostic détaillé en temps réel de la centrale de Chooz B1, ainsi que les procédures les plus pertinentes pour la conduite.

Tous ces éléments en font le modèle de réacteur à eau pressurisée le plus avancé de sa génération. Chooz B1 confirme que le nucléaire est pour la France le moyen le plus sûr, le plus rentable et le plus respectueux de l'environnement pour produire de l'électricité.

Perspectives

Chooz B1 produira prochainement son propre retour d'expérience : il va sans dire que celui-ci intéresse tout particulièrement les partenaires franco-allemands impliqués dans le projet de réacteur européen à eau pressurisée, l'EPR.

Le palier N4 qualifie l'industrie nucléaire française et EDF en tant que partenaires incontournables pour la définition des orientations techniques des réacteurs du futur en Europe.

A l'international, le palier N4, avec ses dix ans d'avance sur les projets concurrents réalisés ou en cours de réalisation, démontre la pertinence d'une démarche de programmation concertée et suscite un grand intérêt en Asie.

Les spécificités du contrôle-commande N4

Le contrôle-commande du palier N4 permet une véritable conduite assistée par ordinateur, c'est une avancée majeure dans l'aide à la conduite des centrales nucléaires.

Ceci a été rendu possible par une connaissance approfondie du fonctionnement et de l'exploitation des centrales nucléaires à eau pressurisée, acquise et analysée en détail par EDF.

Des milliers d'informations à traiter en temps réel

Ce qui change par rapport aux paliers 900 MWe et 1300 MWe précédents, ce n'est pas le niveau d'automatisation qui demeure pratiquement identique, mais le traitement des informations.

Douze mille capteurs, dans la centrale, envoient des signaux d'état des systèmes de la centrale à cent cinquante trois armoires d'automatismes. Ces informations sont ensuite vérifiées, traitées et envoyées vers les dix-sept calculateurs de la salle de commande.

Les calculateurs collectent les informations relatives à la conduite de la centrale nucléaire, les mettent en forme pour une claire lisibilité, les affichent sur les écrans, puis reçoivent les ordres de conduite des opérateurs. Ces ordres sont relayés aux automates, qui les répartissent ensuite sur les matériels actifs de la centrales nucléaire : moteurs, pompes, vannes, disjoncteurs... Une fois l'ordre accompli, les capteurs indiquent de nouveaux états, qui transitent à nouveau par les automates, puis les calculateurs, jusqu'à l'écran de contrôle de l'opérateur. Toute cette séquence est vérifiée en temps réel.

Un dialogue facilité entre l'homme et la machine

L'ergonomie de la salle de commande a été spécialement étudiée, avec les informaticiens, pour que les opérateurs puissent tirer le meilleur parti de ce système de conduite unique au monde.

A partir d'un schéma de conduite sélectionné par l'opérateur à l'aide de l'écran sensible et du menu, il est possible de commander les matériels, choisis à l'aide d'une boule roulante et d'un clavier.

Une fois l'ordre confirmé, le changement d'état du matériel concerné sur l'écran confirme en temps réel sa bonne exécution. Pour plus de détails, par exemple sur le démarrage d'une pompe, il est possible d'appeler sur l'écran la courbe de montée en pression du fluide en sortie de cette pompe. Parallèlement, un tableau synoptique géant présente l'état synthétique des principaux systèmes de la centrale nucléaire.

En cas de non exécution d'un ordre, l'opérateur fait apparaître sur le même écran de travail l'origine de l'alarme, et la procédure conseillée. A partir de cette image, il peut ensuite passer les ordres rectificatifs nécessaires.

De même, si un capteur d'état (pression, température, niveau...) ne fonctionne plus, une fiche technique informatisée permet de savoir pourquoi le capteur est invalide, c'est-à-dire si c'est l'instrument lui-même qui est

en panne, ou bien son alimentation électrique, ou encore une carte dans l'armoire de contrôle-commande. C'est un avantage considérable pour la maintenance.



Salle de commande de Chooz B

Par cette aide des ordinateurs qui gèrent la présentation des informations de manière claire, précise et accessible, l'homme reste constamment maître de la conduite de la centrale.

Un partenariat étroit avec Sema Group

Pour répondre aux critères de qualité, respecter les délais et réaliser les meilleures performances possibles, le système de contrôle-commande a été validé sur maquette, sur des plates-formes de développement et d'intégration bâties à Meylan (Isère), avant d'être installé à Chooz B.

Mener un tel projet dans les délais impartis, avec le cahier des charges propre aux exigences du nucléaire, a nécessité un partenariat étroit entre les équipes projet d'EDF et de Sema Group.

Le système se doit en effet, évolution des technologies oblige, d'être souple et modifiable en temps réel. C'est qu'il s'agit de suivre 35 000 paramètres ; 19 000 ordres différents peuvent être émis, avec un temps d'exécution de 0,5 seconde. La base de donnée est conséquente : 10 000 fiches techniques de matériel sont consultables à tout moment, ainsi que 4 000 fiches d'alarme.

Tout cela a mené à l'écriture et au contrôle rigoureux de 1,5 million de lignes de logiciel en langage Ada. Ce langage de programmation informatique utilisé dans les secteurs de pointe où une fiabilité maximale est requise comporte des barrières de sécurité intrinsèques.

Une licence entièrement française pour des innovations techniques majeures sur le primaire et le secondaire

Une turbine à action nommée Arabelle

Si l'aspect de la nouvelle turbine 1450 MWe construite par GEC Alsthom, la plus puissante au monde, n'a en apparence rien de révolutionnaire, ses dimensions, à puissance supérieure, sont inférieures de 4 mètres à une turbine 1300 MWe. Elle mesure en effet 51 mètres, pour 2744 tonnes, alors que sa sœur aînée du palier 1300 MWe mesure 56 mètres pour une masse de 3180 tonnes.

Mais l'essentiel de l'innovation se situe dans son double corps haute et moyenne pression à simple flux, qui produit à lui seul une puissance de 900 MWe, avant même l'entrée dans les corps basse pression.

Des matériaux évolués pour le circuit primaire

Les évolutions sont significatives du côté des grands composants du circuit primaire, fabriqués dans l'usine de Chalon Saint Marcel de Framatome. Ainsi, les générateurs de vapeur voient leur nombre de tubes passer de 5342 (palier 1300 MWe) à 5614, tandis que le choix du matériau de ceux-ci par EDF a mené, pour des considérations de longévité et de moindre sensibilité à la corrosion, à l'Inconel 690. Cette option a déjà été testée pour certains composants modifiés récemment, comme les couvercles de cuve.

Le rendement thermique de l'échangeur de chaleur qu'est un générateur de vapeur a été amélioré par une double enveloppe, et une plaque de séparation qui guident l'écoulement de l'eau secondaire. Les équipements internes, en acier inoxydable, permettent quant à eux un séchage de la vapeur plus efficace encore.

Fiche technique du contrôle-commande

L'architecture du CCN4 est basée sur quatre niveaux :

- le niveau 0 regroupe l'ensemble des capteurs et des actionneurs ;
- le niveau 1 est constitué des automates intermédiaires entre le niveau 0 et les calculateurs de conduite du KIC. Ces automates sont chargés de toutes les actions de protection et de tous les réglages qui relèvent de l'automatisme ;
- le niveau 2 est constitué par les calculateurs, et le poste opérateur. Il assure l'interface entre l'homme et la machine ;

– le niveau 3 regroupe les moyens de supervision de la tranche, et assure la liaison externe. Chaque poste opérateur est organisé autour du clavier de conduite, d'où est assuré l'ensemble des opérations à partir des touches de dialogue de conduite, de procédures, et de recopies d'écran.

A côté, l'écran sensitif de gestion des images présente trois types de listes : des images de conduite, des fiches d'alarmes, et des procédures. Ces images peuvent être sélectionnées par l'opérateur. A gauche, quatre écrans servent à gérer les 4 000 alarmes de chaque tranche, avec un clavier de dialogue spécifique qui regroupe les touches de dialogue pour sélectionner les alarmes que l'opérateur souhaite traiter. Un clavier alphanumérique et son écran associé donnent accès directement à la base de données. Devant l'opérateur, trois écrans de conduite visualisent les images graphiques présentant les informations disponibles dans les calculateurs.

Un clavier sensitif de commande présente les menus associés aux divers dialogues de sélection des commandes. Un écran sensitif affiche les comptes-rendus des commandes et signale les dépassements de temps d'action. Enfin, la boule roulante sélectionne les « objets » sur l'écran graphique, comme le fait une souris de micro-ordinateur.

Pour effectuer une commande, l'opérateur commence par sélectionner celle-ci sur l'un des trois écrans ad-hoc, puis il choisit l'objet : pompe, vanne... à l'aide de la boule roulante. Le menu de commande apparaît sur le menu sensitif. Le choix de la commande est réalisé en désignant la case désirée sur l'écran de commande, puis elle est lancée par la touche de validation. L'écran de compte-rendu l'affiche, et la remise à jour de la représentation graphique de l'état du circuit intervient sur l'écran.

Les alarmes, elles, ne s'affichent sur l'un des quatre écrans qu'après un triple traitement : l'information est d'abord validée lors de son acquisition, puis elle subit une validation fonctionnelle (filtrage, suppression) et une validation par la situation de la tranche (hiérarchie, filtration).

A chaque alarme, une fiche est associée, que l'opérateur peut visualiser sur un écran de commande. Le statut de l'alarme est indiqué graphiquement sur les écrans. Affiché en rouge, degré le plus élevé, elle exige une action immédiate de l'opérateur. En jaune,

l'opérateur peut différer son intervention. Enfin, inscrite en blanc, l'alarme n'est que le résultat d'une action à surveiller.

Comme on peut le constater, pareille base de données et hiérarchisation n'aura été possible que grâce aux connaissances accumulées sur le parc nucléaire EDF, leur analyse rigoureuse dans le cadre du retour d'expérience entre l'exploitant (Direction EDF Production Transport), le concepteur (Direction de l'Équipement d'EDF), les constructeurs, et le questionnement précis par l'Autorité de sûreté indépendante.

Le point sur les guides de grappe N4

Un dépassement du critère du temps de chute des grappes de contrôle a été constaté sur Daya Bay 1 pendant la phase des essais finaux avant le redémarrage de l'installation, à l'issue du premier arrêt pour rechargement.

L'analyse des causes qui en a suivi a mené à conclure que le nombre d'ouïes ouvertes au bas des guides de grappes permettait un trop fort flux de circulation d'eau primaire dans les guides, ce qui induisait un plaquage hydraulique des tiges de grappes contre leur guide, provoquant un ralentissement du temps de chute.

La similitude de conception des guides de grappes entre Daya Bay et le N4, a conduit pour ce dernier à une analyse en deux étapes :

– **Première étape** : la mise en place d'une modification provisoire des guides, testée sur boucle d'essais HERMES pendant l'été 95, qui sera appliquée avant la divergence de Chooz B1.

Framatome et EDF ont défini une modification du guide de grappe N4 actuel, consistant en l'obturation des ouïes supérieures, de façon à permettre un moindre plaquage hydraulique de la tige de grappe sur son guide.

Cette modification a pour but d'éviter un ralentissement de la chute, et de permettre que la tranche N4 équipée de ces guides ainsi modifiés puisse fonctionner sans dépassement du critère de temps de chute de grappes sur la durée du premier cycle.

Le jeu de guides de grappes N4 modifié en vue du premier cycle de Chooz B1 sera disponible à la fin du mois d'octobre 95. Il est réalisé à partir du jeu de guides fabriqué pour Civaux 1. Il sera mis en place sur Chooz B1

après les essais pré-critiques à chaud, avant la divergence ;

– **Seconde étape** : le remplacement des guides de grappes modifiés par des guides de grappes du modèle en service sur le palier 1300 MWe.

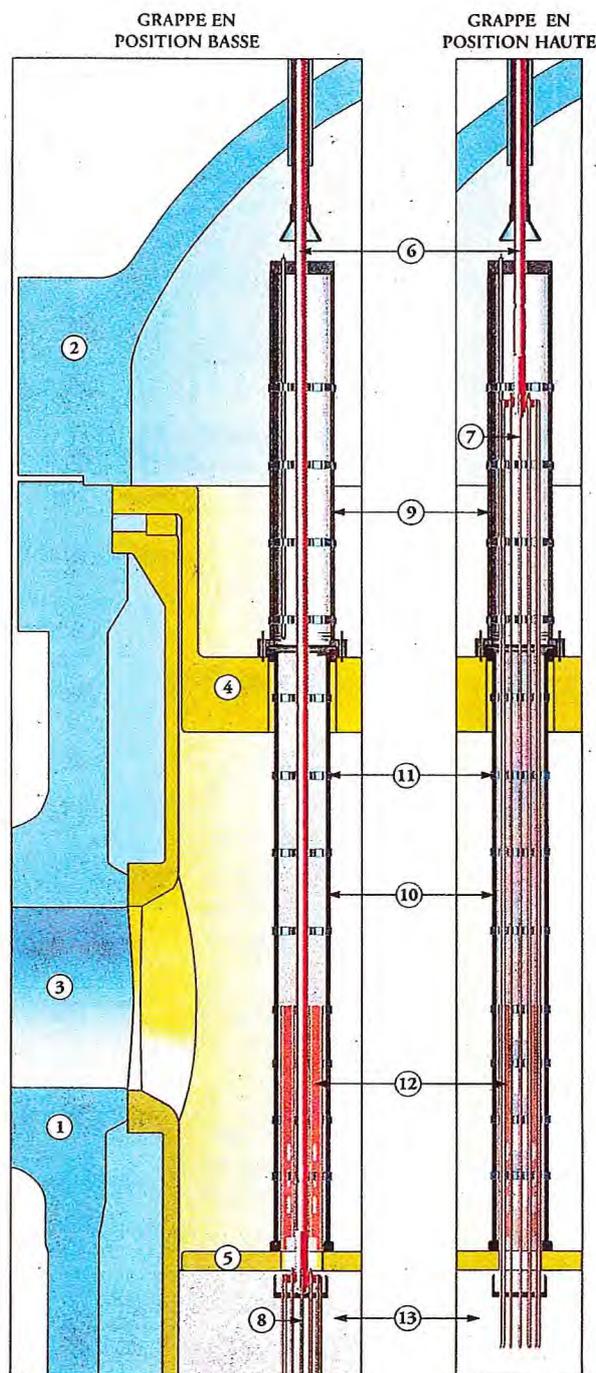
Les guides de grappe définitifs retenus pour le palier N4 sont du type de ceux qui sont installés sur le palier 1300 MWe (voir figure 4), dont le retour d'expérience a montré qu'ils ne sont pas susceptibles de conduire à une augmentation significative du temps de chute des grappes.

Lors du groupe permanent « Chargement de Chooz B1 » du 27 juillet dernier, à la demande de l'Autorité de sûreté, EDF s'est engagé à les mettre en place à l'occasion du premier arrêt pour rechargement en combustible de cette tranche, qui se situera environ 18 mois après le couplage.

Des moyens spécifiques de fabrication ont dû être mis en œuvre par les constructeurs ATEA et NFM, filiales de Framatome, pour assurer la mise à disposition dans les meilleurs délais des nouveaux jeux de guides de grappes du type 1300 MWe, destinés à Daya Bay 1 et 2 et aux quatre tranches N4 de Chooz B et de Civaux.

GUIDAGE DES GRAPPES DE CONTROLE DE DAYA BAY

- ① Cuve
- ② Couvercle de cuve
- ③ Tubulure de sortie de la cuve
- ④ Plaque support des guides de grappe
- ⑤ Plaque supérieure de cœur
- ⑥ Tige de commande de grappe
- ⑦ Grappe de contrôle en position haute
- ⑧ Grappe de contrôle en position basse
- ⑨ Guide de grappe supérieur
- ⑩ Guide de grappe inférieur
- ⑪ Carte de guidage
- ⑫ Dispositif de guidage continu
- ⑬ Cœur de réacteur



Points de vue

Entretien avec Bernard Aubertin président de la Commission Locale d'Information de Chooz

• *Connaissez-vous les particularités du palier N4 de réacteurs EDF auquel appartient la centrale de Chooz ?*

Les particularités ont été largement présentées par EDF, notamment dans le cadre de la commission locale d'information.

Je citerai en particulier le niveau de puissance accru (1450 MWe), un groupe turbo-alternateur de nouvelle génération (plus compact, à performances accrues) et surtout l'informatisation de la conduite, spectaculairement visible au niveau de la salle de commande.

• *Comment percevez-vous cette centrale par rapport aux autres ?*

Je souhaite qu'elle améliore les conditions d'exploitation et de surveillance des installations.

• *Le contrôle-commande informatisé est l'innovation principale de ce type de réacteur : qu'en pensez-vous ? Cette nouveauté vous paraît-elle constituer un progrès pour la sûreté ?*

Certainement, même si le grand recours à l'informatique peut susciter quelques craintes quant aux risques de pannes, dérèglements ou erreurs ; c'est certainement un domaine sur lequel EDF devra poursuivre ses explications et ses actions d'information.

• *Quels sont les sujets les plus importants ou les plus sensibles pour vous, concernant cette installation ?*

Dans un passé très proche, l'information concernant l'anomalie détectée sur la centrale chinoise de Daya Bay, techniquement très voisine de celle de Chooz, relative au temps de chute des grappes de contrôle, a été marquante. Parallèlement à l'aspect technique, je crains que ce problème ne retarde une fois de plus le couplage de l'installation au réseau.

Plus généralement, en tant qu'élu et président de la CLI, les points liés au risque d'accident grave me mobilisent. Je veux parler ici, par exemple, de la protection des installations et du site contre les agressions externes (acheminement des secours en cas d'inondation, situation que le département des Ardennes a eu à déplorer au cours des deux derniers hivers), et des risques d'accident sur les installations elles-mêmes.

• *Comment voyez-vous l'évolution de la CLI de Chooz compte-tenu du prochain démarrage de la centrale ?*

Il me paraît évident que le démarrage des installations fera évoluer les préoccupations et les attentes des membres de la CLI, puisque le fonctionnement des installations, les incidents d'exploitation, les rejets dans l'environnement... sont autant de sujets qu'il faudra aborder.

Cette évolution est d'ailleurs engagée depuis plusieurs mois. Je citerai deux points sur lesquels la CLI s'est manifestée dès 1994, à savoir une forte demande d'information auprès de la Préfecture des Ardennes sur le Plan Particulier d'Intervention en cours d'élaboration, et l'implication de la commission pour la réalisation d'une plaquette d'information du public sur l'organisation en situation de crise. Ce document intitulé « Bien vivre avec la centrale de Chooz », a été distribué à la population en mars 1995.

Il reste que l'objectif de la CLI est l'information des populations, et que cette information doit être réalisée en toute transparence, en s'appuyant dans la mesure du possible sur des avis scientifiques neutres.

• *Comment prendre en compte la situation géographique de Chooz ? Que dire des relations avec les voisins belges ?*

Le site de Chooz est très proche de la frontière belge, quelques kilomètres. Il me paraît donc indispensable que les autorités et les élus belges puissent être conviés aux travaux et aux actions de la CLI. Cette position a été annoncée, en particulier au sein de la CLI. J'ai récemment écrit au ministre wallon de l'aménagement du territoire pour lui demander de me faire des propositions allant dans ce sens. J'attends également des propositions, sur ce point, de la part des pouvoirs publics français.

Propos recueillis par Michel Férat
DRIRE Champagne-Ardenne

Contribution de la fédération CGT de l'énergie

Jacques Olivier
et Jean-Pierre Sotura

En abordant des questions du domaine technique, les syndicalistes CGT n'ont pas la prétention de s'ériger en experts. Cependant, l'interférence entre la qualité du travail technique et l'organisation et surtout les moyens mis en œuvre est évidente. Aussi, est-il de notre responsabilité d'exprimer notre point de vue sur des questions intéressant la sûreté, donc la sécurité des populations et des travailleurs.

Le palier N4 marque la « francisation » de la filière (dégagement de la licence Westinghouse) dans le cadre du bien connu « triptyque » : Autorité de sûreté française, Service public (CEA, EDF), industrie nationale (Framatome, Alstom, ...). Intégrant le retour d'expérience de TMI, il est considéré des spécialistes comme le palier en construction le plus avancé au monde.

On cite souvent, parmi les évolutions introduites sur N4, les modifications sur les pompes primaires et les générateurs de vapeur, la mise au point de la turbine Arabelle ou la salle de commande informatisée.



Centrale de Chooz : turbine Arabelle

On parle moins du travail de recherche et de développement qui a accompagné ces évolutions, notamment à la direction des études et recherches d'EDF et de la révolution dans les méthodes de travail de l'ingénierie d'EDF :

- par l'utilisation de la CAO pour les études d'installation qui devrait logiquement conduire à diminuer le nombre de modifications en exploitation ;
- par le nombre des informations validées et cohérentes à produire pour programmer les automates et animer la salle de commande informatisée.

Alors que la première tranche du palier s'apprête à démarrer, il est sans doute trop tôt pour tirer des enseignements définitifs sur ce palier, et notamment sur les conditions d'exploitation et de maintenance des tranches.

Le contrôle-commande informatisé devrait très certainement apporter une aide précieuse aux équipes de conduite notamment par l'utilisation de procédures informatisées dans les situations incidentielles et accidentelles.

Les objectifs ambitieux du N4 ne pouvaient toutefois s'accommoder d'effectifs insuffisants à la direction de l'équipement, situation qui est à l'origine des difficultés rencontrées sur le contrôle-commande, ce qu'a confirmé l'audit commandité par la direction d'EDF lors de la crise de 1990-1991, et qu'elle a refusé de rendre public.

Au cours de cette crise, deux décisions importantes ont été prises :

- l'abandon de l'automate P20 de Cegelec, qui devait équiper le niveau 1 du contrôle-commande ;
- le dessaisissement de la direction de l'équipement de la maîtrise d'œuvre du contrôle-commande, délégué à Sema Group.

L'abandon du P20 participait de l'idée saugrenue qu'EDF devait désormais utiliser du matériel catalogue, y compris pour le contrôle-commande.

Force est de constater que, sur les étagères des fournisseurs, le produit de remplacement trouvé ne répond pas plus que le P20 au cahier des charges initial. Seule une refonte de l'architecture du contrôle-commande pour traiter les automatismes des circuits de sauvegarde avec un matériel qualifié (Merlin Gérin) a permis d'utiliser le matériel Hartmann et Braun, évitant ainsi d'avoir à le qualifier. De plus, l'automate Hartmann et Braun est livré avec des « schémas types » de commande programmés, qui ne sont pas conformes aux pratiques EDF et du nucléaire. Les complications de programmation et de documentation qui en résultent pour adapter le matériel aux besoins d'EDF seront un handicap à la maintenance du contrôle-commande.

On ne peut s'empêcher de penser que le choix d'un matériel allemand, à l'époque où M. Bergougnoux était encore directeur général d'EDF, prenait valeur de symbole de la volonté d'EDF de pousser les feux du mariage franco-allemand qui s'esquissait dans le nucléaire.

Aujourd'hui, Siemens affiche clairement sa volonté d'imposer son matériel de contrôle-commande sur les futurs tranches françaises équipées d'un îlot nucléaire EPR. M. Mandil (directeur général de l'énergie et des matières premières, ministère de l'industrie) ne nous rassure pas à ce sujet lorsqu'il indique (« Contrôle » n° 105, juin 1995) : « Le partage industriel pour la réalisation des réacteurs en France et en Allemagne n'est pas encore arrêté à l'heure actuelle », partage probablement à sens unique compte tenu des perspectives du nucléaire en Allemagne.

Complémentaire de cette politique de matériel catalogue, la deuxième décision, prise en 1991, celle de déléguer la maîtrise d'œuvre du niveau 1 en plus du niveau 2 à un spécialiste patenté d'informatique industrielle, Sema Group, signifie pour EDF l'abandon de toute prétention à maîtriser des développements technologiques importants. C'est le fameux principe de l'externalisation des activités jugées non essentielles et du recentrage sur les missions essentielles qui fait aussi des ravages dans le domaine de la maintenance.

Ce changement de portage n'apparaît pas aujourd'hui comme un progrès ; le niveau 2 confié dès 1989 à Sema Group ne s'avère au final pas plus aisé à mettre au point que le niveau 1, contrairement à l'optimisme affiché par les Directions d'EDF en 1991 pour étendre le champs de responsabilité de Sema Group.

Pour le contrôle-commande du prochain palier nucléaire, il faut construire dès aujourd'hui à EDF les outils d'étude puissants qui ont fait défaut sur le N4 : description transparente des traitements, dimensionnement, simulation, outils qui permettraient la lisibilité du contrôle-commande tout au long de son cycle de vie, ce qui renforcerait encore la sûreté.

La CGT a la conviction que le développement sûr et maîtrisé du nucléaire passe par le développement des moyens nécessaires à sa maîtrise technique et industrielle au sein du Service Public. La sous-traitance totale par le service public des responsabilités techniques (par appel d'offres international au moins disant suivant les principes bruxellois ?) serait un appauvrissement grave par rapport aux coopérations fructueuses, parce que d'égal à égal, et continues entre service public et industrie nationale.

Courrier de l'Association Stop-Civaux

Sollicité pour exprimer son opinion sur le palier N4, le bureau de l'association Stop-Civaux nous a fait parvenir la lettre ci-dessous que nous publions in extenso :

« Le programme électronucléaire, adopté en 1973 sous la pression des groupes industriels concernés, a été décidé sans débat démocratique, ni information des citoyens qui, avec effroi, ont constaté la dangerosité de cette technologie par l'accident de TMI en 1979 et celui de Tchernobyl en 1986.

Les citoyens responsables ont alors brutalement réalisé que leur vulnérabilité, face à l'hégémonie de l'industrie nucléaire, ne leur laissait, en s'associant, que deux issues :

- s'opposer à la poursuite de la vulgarisation de la production électrique d'origine nucléaire qui répond plus à une perspective commerciale qu'au strict respect de la notion de service public, devant satisfaire les seuls besoins de la nation ;
- surveiller de près, en vertu d'une légitime suspicion, le fonctionnement des nombreuses installations réalisées ou en cours d'élaboration, se multipliant sans cesse en raison des nécessités du cycle de ce dangereux combustible qu'est l'uranium, depuis l'extraction jusqu'à l'incontournable et inexplicable stockage des déchets de faible, moyenne et haute activité.

La première des 2 résolutions est confirmée par une lecture attentive de votre documentation sur les réacteurs du futur. S'il faut aussi impérativement se pencher sur la préoccupation d'une plus grande sûreté, c'est bien qu'il



Centrale de Civaux

s'agit là d'un problème majeur, difficile, voire impossible à maîtriser, qui nous conforte dans notre volonté inébranlable de la sortie du programme électronucléaire. De notre point de vue, ce ne sont sûrement pas les performances tant vantées du contrôle-commande informatisé du palier N4, qui seront la panacée aux différents maux du système. Pour s'en convaincre, il suffit de se reporter aux problèmes humains que connaît la conduite informatisée du pilotage des avions de la dernière génération.

La deuxième résolution est sans équivoque. Il s'agit nullement d'une collaboration, mais de la seule alternative procédant de la nécessité absolue d'une population, concernée au premier chef par une insidieuse pollution chimique et radioactive, et qui ne peut se contenter des seules informations laissées au libre arbitre des responsables de toute la filière des entreprises exploitant la technologie nucléaire.

En l'absence de la sagacité d'un contrôle devant présenter toutes les garanties de compétence et d'indépendance, nous estimons indispensable d'assumer le rôle détestable de trouble-fête, que l'on peut aussi appeler le principe de participation, clairement édicté à l'article 1^{er} de la loi du 2 février 1995 relative au renforcement de la protection de l'environnement.

Pour ce qui concerne l'impression ressentie à la lecture de la revue « Contrôle », nous nous sommes tous accordés pour y reconnaître le propos lénifiant de l'ensemble des informations y figurant et tout particulièrement celles relatives aux comptes rendus des visites techniques de fonctionnement du parc nucléaire. Ou nous avons beaucoup de chance et nous aurions tort de croire en la perpétuelle clémence des Dieux, ou la technique du style est parfaitement maîtrisée pour parvenir à masquer très efficacement les vérités péremptoires de l'industrie nucléaire.

Quelques remarques particulières nous semblent intéressantes :

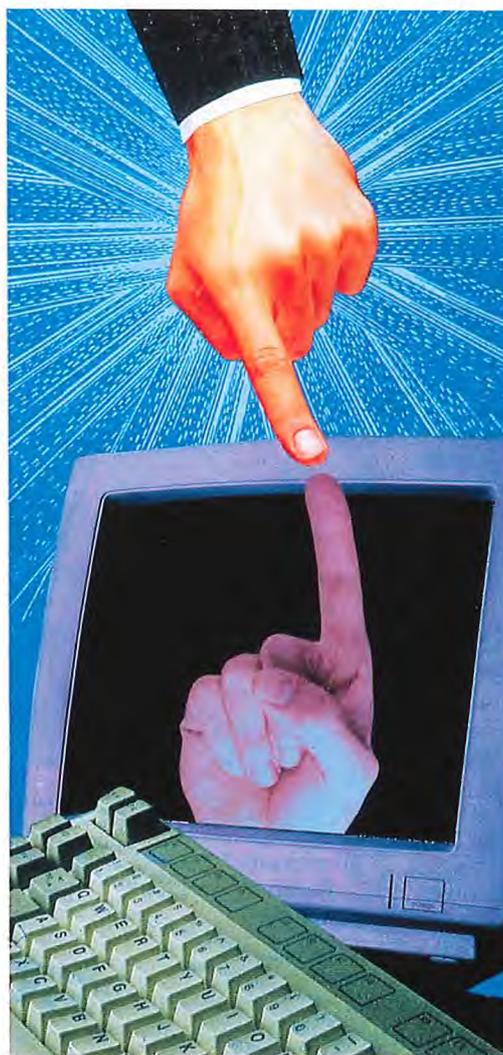
- la vente de divers matériels provenant du démontage du réacteur (UNGG) du Bugey, ne peut-elle conduire à un réemploi susceptible de permettre la fabrication de plutonium risquant d'échapper à tout contrôle ?
- eu égard à la date de parution de la revue, nous avons vainement cherché un commentaire relatif à la difficile actualisation en

France, des normes de radioprotection recommandées par la CIPR, adoptées par l'AIEA et devant être respectées par les responsables français suivant l'engagement pris en juillet 1994 ;

– en revanche, nous avons pris note de la reconnaissance, par le directeur de la DSIN, du danger que présenteraient « la banalisation des déchets, l'idée d'un seuil d'exemption et de décontrôle », idée qui paraissait faire son chemin dans la tête de quelques-uns pour solutionner efficacement et au moindre coût, l'encombrant stock des déchets très faiblement radioactifs.

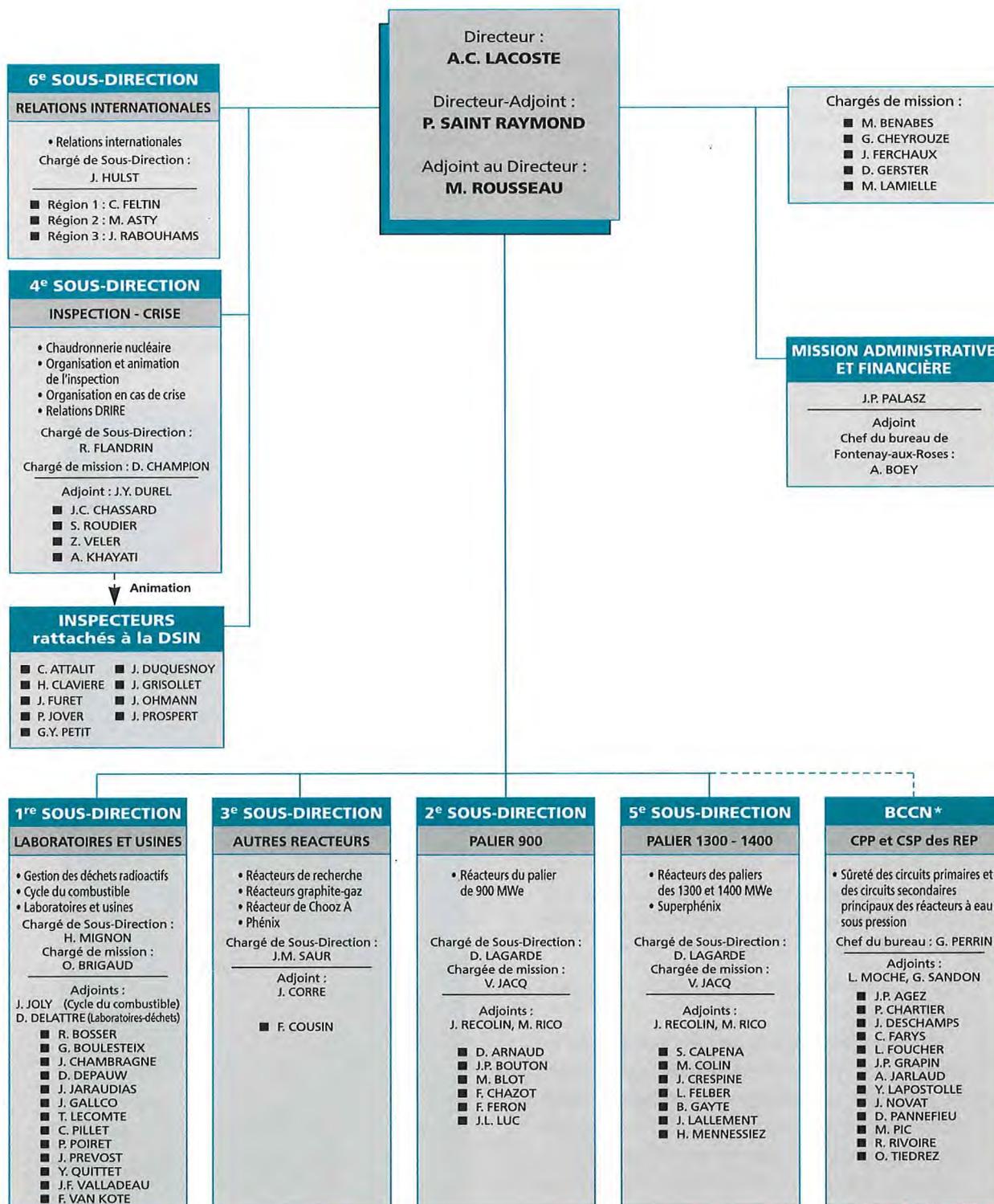
Vous ne serez sûrement pas étonné qu'à propos des CLI, nous apprécions le point de vue de Mme Michèle Rivas, Présidente de la CRIIRAD et nous souhaitons vivement que ses remarques contribuent au bon fonctionnement de la CLI de Civaux, lorsque, enfin mise en place, cette Commission assurera pleinement ses responsabilités. »

Pour le bureau de l'Association
Colette Brisson



Direction de la sûreté des installations nucléaires

Organigramme au 1^{er} octobre 1995



* Bureau de Contrôle des Chaudières Nucléaires de la DRIRE BOURGOGNE

« CONTROLE »

LA REVUE DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE »

BULLETIN D'ABONNEMENT*

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

NOM

Prénom

Société ou organisme

Division ou service

Fonction

Adresse

Code postal Ville Pays

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

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

Oui Non

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

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

* Abonnement gratuit.

CONTRÔLE, la revue de l'Autorité de sûreté nucléaire,

est publiée par le ministère de l'industrie,

101 rue de Grenelle, 75353 Paris 07 SP. Diffusion : Tél. (1) 43.19.30.89

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

Rédacteur en chef : Danièle GERSTER

Assistante de rédaction : Christine MARTIN

Photos : EDF (DUPE, C. PAUQUET), FRAMATOME (L. GODART, E. JOLY)

IMAGE BANK (D. CARROLL, V. KANN), PICTOR INTERNATIONAL

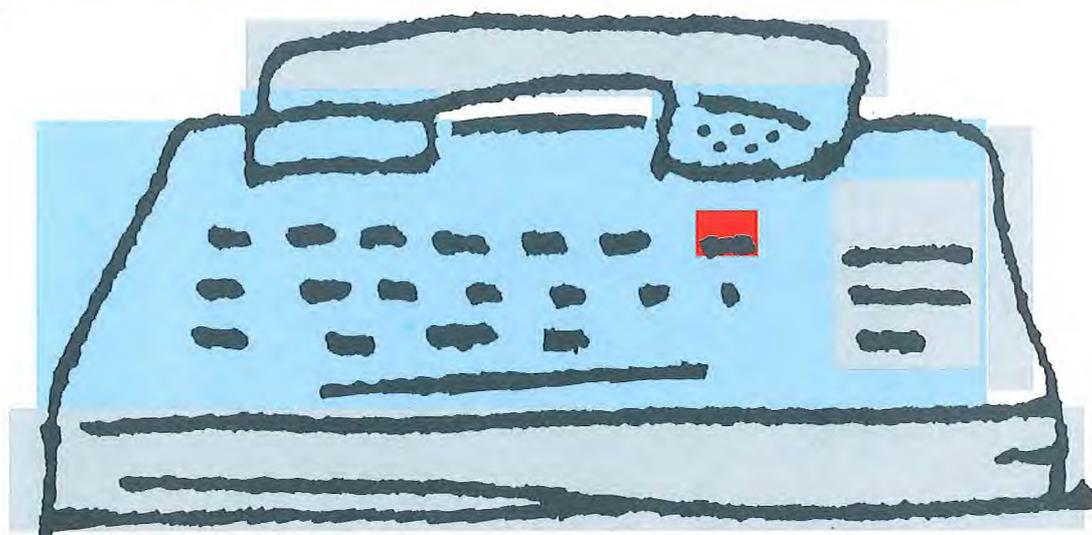
ISSN : 1254-8146

Commission paritaire : 1294 AD

Maquette : ROHMER RAYNAUD RICHEZ BLONDEL Paris

Imprimerie : Louis-Jean, BP 87, GAP Cedex

Le magazine télématique Magnuc



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

En France : 36 14

A l'étranger : 33 36 43 14 14

Code : MAGNUC