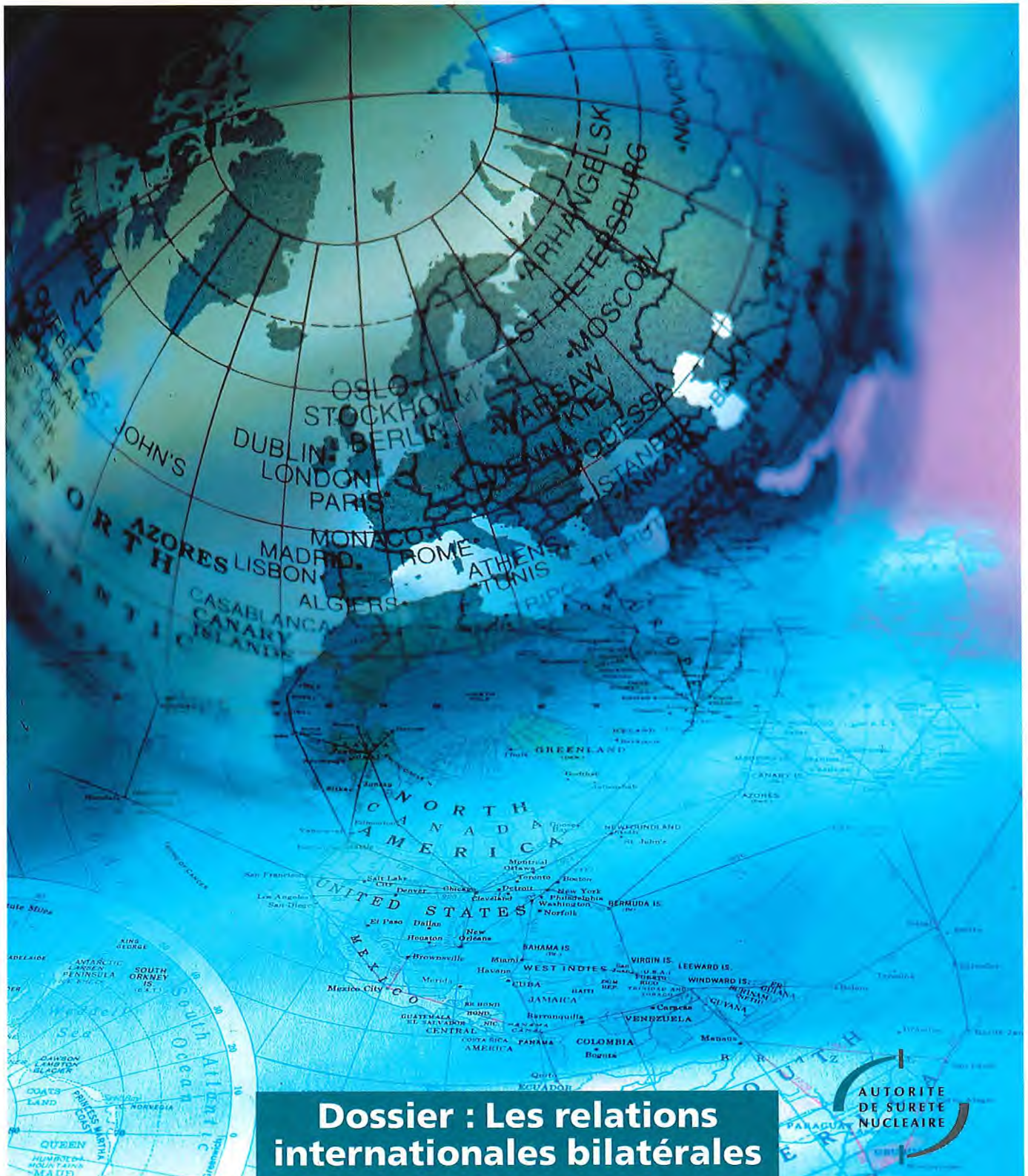


CONTROLÉ

LA REVUE
DE L'AUTORITÉ
DE SÛRETÉ
NUCLÉAIRE
N° 124
AOÛT 98

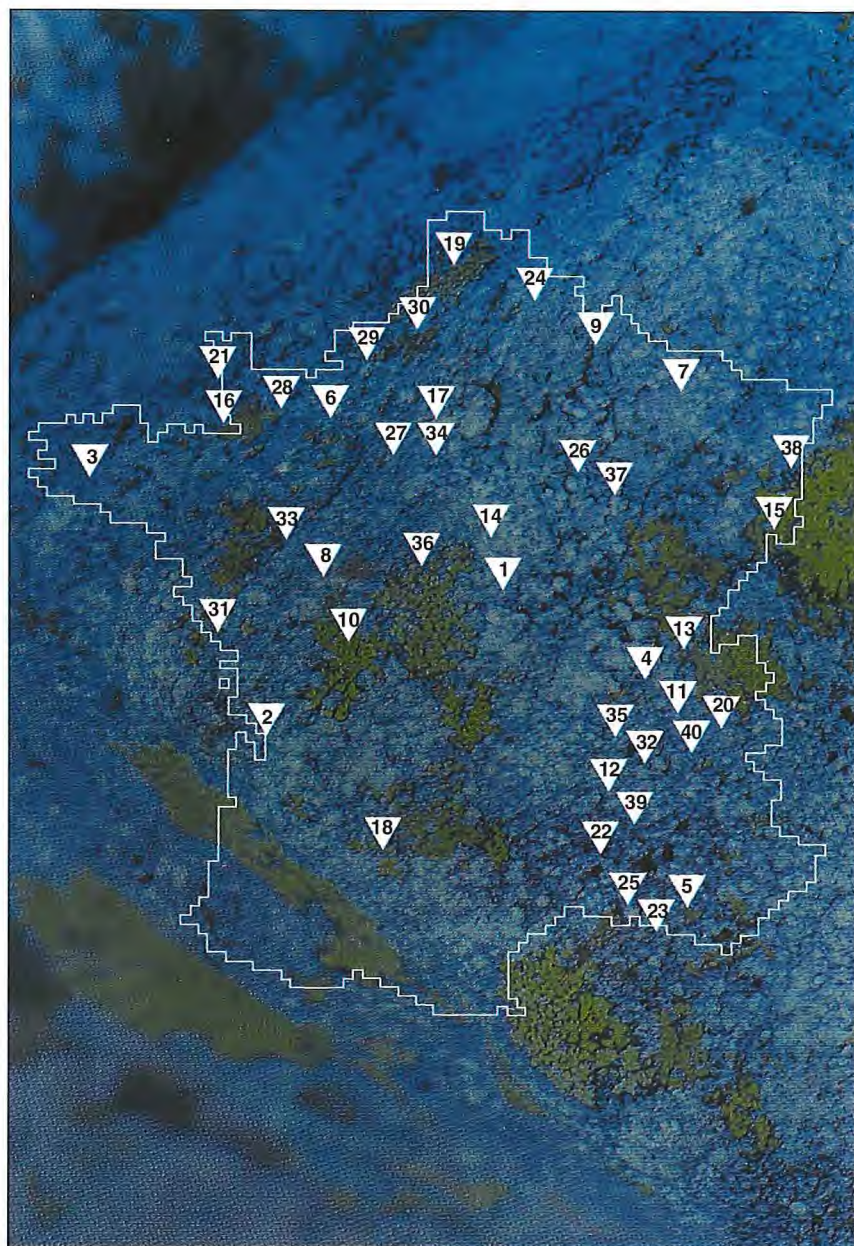


**Dossier : Les relations
internationales bilatérales**

AUTORITÉ
DE SÛRETÉ
NUCLÉAIRE

Les installations

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



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

Le contrôle de la sûreté nucléaire est une activité où la dimension internationale est omniprésente : les contacts entre Autorités de sûreté des différents pays nucléaires, comme entre exploitants, sont fréquents et très proches. C'est pourquoi, dans les différents dossiers ouverts par la revue « Contrôle », il est courant de donner la parole à un ou plusieurs contributeurs étrangers.

Cependant, aucun dossier n'avait jusqu'ici été spécifiquement consacré aux relations internationales, qui représentent une part importante de l'activité de l'Autorité de sûreté, et particulièrement de son directeur. Cette lacune commence à être comblée aujourd'hui... commence seulement, car l'abondance de la matière nous a amenés à restreindre le dossier du présent numéro 124 aux seules relations bilatérales, en gardant pour un prochain numéro le sujet non moins riche des relations multilatérales.

Dans l'intervalle, le numéro 125 de « Contrôle » sera un numéro spécial, orienté sur le 25^e anniversaire de l'Autorité de sûreté, dont l'acte de baptême a été un décret du 27 mars 1973. Au moment où des propositions viennent d'être faites au Gouvernement pour modifier la structure des organismes chargés du contrôle de la sûreté et de la radioprotection, il n'est sans doute pas inutile de jeter un coup d'œil sur le passé et de mesurer le chemin parcouru pour apprécier celui qui reste encore à parcourir.

André-Claude Lacoste
 Directeur de la sûreté
 des installations nucléaires

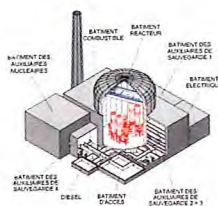
Sommaire



- 3** Les installations
- 21** Le transport des matières radioactives
- 25** En bref... France



- 29** Relations internationales



- 34** Dossier :
 Les relations internationales bilatérales



Bugey

Les installations

Au cours des mois de mai et juin, 27 événements ont été classés au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES, dont 15 dans les centrales et 12 dans les autres installations. Ces événements ont tous fait l'objet d'une information dans le magazine télématique (3614 MAGNUC) et sont repris ci-après. Les événements classés au niveau 0 de l'échelle INES ne sont pas systématiquement rendus publics par l'Autorité de sûreté. Quelques-uns sont néanmoins signalés : il s'agit d'événements qui, bien que peu importants en eux-mêmes, sont soit porteurs d'enseignements en termes de sûreté, soit susceptibles d'intéresser le public et les médias.

Par ailleurs, 112 inspections ont été effectuées, dont 100 concernant les INB et 12 les transports de matières radioactives. Les installations non mentionnées dans cette rubrique n'ont pas fait l'objet d'événements notables en termes de sûreté nucléaire. Le repère ► signale le ou les différents exploitants d'un même site géographique.

Anomalie générique concernant les tuyauteries du circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) des réacteurs du palier N4

A la suite de l'incident du 12 mai survenu sur le réacteur 1 de Civaux (voir Civaux), des examens ont été pratiqués sur le coude déposé de la tuyauterie du circuit RRA.

Les premières expertises réalisées ainsi que la vérification des rapports des contrôles de fabrication des éléments de tuyauteries des circuits RRA des réacteurs de Civaux 1 et de Chooz B1-B2, n'ont pas mis en évidence d'anomalie de fabrication, infirmant les premières explications avancées par EDF. Ces éléments ont été portés à la connaissance de l'Autorité de sûreté, lors de la réunion du 16 juin 1998, en présence des représentants du BCCN, des DRIRE Aquitaine et Champagne-Ardenne, de la DSIN et de l'IPSN.

Après avoir mis hors de cause la fabrication du coude, l'exploitant retient actuellement, pour expliquer cette fissure précoce, un phénomène de fatigue thermique favorisé par un défaut de conception du circuit RRA des réacteurs du palier N4. Cette hypothèse est confirmée par la présence de nombreuses indications de type faïençage thermique sur le coude déposé et sur les tuyauteries adjacentes.

Conscient du caractère générique de ce mode de dégradation, pour ce qui concerne les réacteurs du palier N4, EDF a décidé de procéder également au déchargement des réacteurs B1 et B2 de Chooz à titre de précaution. Début juillet 1998, EDF et le constructeur FRAMATOME ont annoncé une modification de conception du circuit RRA des réacteurs du palier N4. Les éléments du dossier justificatif

de la sûreté de cette nouvelle conception et des compléments relatifs à l'origine du phénomène seront transmis à l'Autorité de sûreté pendant les mois de juillet et août.

La DSIN n'autorisera le rechargement des réacteurs du palier N4 qu'après que leurs circuits RRA auront été modifiés de façon satisfaisante.

Par ailleurs, EDF va réaliser des contrôles sur les circuits RRA des réacteurs de 900 MW et 1300 MW, dont la conception diffère notablement de la conception N4 actuelle.

1

Belleville (Cher)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Un **exercice de crise** nucléaire a eu lieu le jeudi 7 mai (cf. En bref... France).

L'**inspection** des 13 et 14 mai avait pour objet de faire le point sur le dispositif de prévention du risque d'incendie. Les inspecteurs ont vérifié les permis de feu, les plans de prévention et le potentiel calorifique. Ils ont rencontré l'équipe de deuxième intervention.

Au cours de l'**inspection** du 20 mai, il a été procédé à une visite des chantiers en cours durant l'arrêt. L'après-midi a été mis à profit pour approfondir le suivi dosimétrique de certains chantiers.

L'**inspection** du 12 juin avait pour objet l'examen de la mise en œuvre des programmes de base de maintenance préventive (PBMP) « génie civil ». Une part de la visite a été axée sur le génie civil de l'enceinte.

Réacteur 1

Un **incident** est survenu le 7 mai : alors que le réacteur était à l'arrêt, l'exploitant a découvert que l'appareil de mesure de la concentration en bore du circuit primaire (bore-mètre) était indisponible.

Le bore est un corps ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire. Il est mélangé à l'eau du circuit primaire et permet de contrôler et, le cas échéant, d'arrêter la réaction nucléaire. Sa concentration dans l'eau est mesurée à l'aide d'un appareil dénommé bore-mètre.

Afin de procéder à une opération programmée de maintenance sur une vanne, et afin d'éviter toute sollicitation intempestive de celle-ci, son alimentation électrique a été coupée. Or, il s'avère que cette alimentation est commune à plusieurs vannes dont celles qui isolent le bore-mètre du circuit primaire. Celui-ci s'est donc retrouvé isolé du circuit primaire, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation (STE).

En raison du non-respect des STE et compte tenu qu'un incident similaire s'est produit sur réacteur 2 en 1997, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

L'**inspection** du 27 mai a permis d'examiner la conduite du réacteur dans les états d'arrêt. Une vérification documentaire ainsi qu'une visite de la salle de commande et du bâtiment du réacteur ont été réalisées.

Réacteur 2

Un **incident** est survenu le 11 juin : alors que le réacteur était en fonctionnement, le déclenchement intempestif du circuit d'aspersion de l'enceinte (EAS) a entraîné l'arrêt des

pompes primaires puis l'arrêt d'urgence du réacteur, arrêt au cours duquel une grappe de commande est restée bloquée en position haute.

En cas d'accident, le circuit EAS pulvérise de l'eau dans l'enceinte du réacteur, afin d'en diminuer la pression et la température, et d'éliminer l'iode radioactif.

La réalisation d'un essai périodique sur le circuit EAS a entraîné, pour une raison encore inexplicée, le déclenchement intempestif de l'aspiration de l'enceinte et l'émission d'un ordre d'isolement de l'enceinte qui a notamment conduit à l'interruption du refroidissement des pompes primaires et à l'arrêt de celles-ci. Au cours de la baisse de charge qui a précédé l'arrêt d'urgence du réacteur, l'une des 65 grappes de commande est restée bloquée en position haute ; elle n'a pas non plus chuté lors de l'arrêt.

Les grappes de commande, qui contiennent des matériaux absorbant les neutrons, sont un des moyens dont dispose l'exploitant pour contrôler la réaction nucléaire, en les insérant ou en les retirant du cœur. La chute des grappes de commande permet d'arrêter immédiatement la réaction nucléaire.

L'exploitant a alors appliqué les procédures incidentelles correspondant à la situation afin de ramener le réacteur dans un état sûr.

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

L'exploitant va maintenir le réacteur à l'arrêt pour procéder aux investigations et aux remises en état nécessaires. Le redémarrage du réacteur sera soumis à l'accord du directeur de la sûreté des installations nucléaires.

En raison de plusieurs défaillances indépendantes et simultanées dont celle d'un système de sauvegarde au moment où il était requis pour la sûreté du réacteur, cet incident a été classé au **niveau 2** de l'échelle **INES** par le directeur de la sûreté des installations nucléaires sur proposition de l'exploitant.

Le but de l'**inspection** du 16 juin était de comprendre le déroulement et les origines de l'incident du 11 juin. Les solutions envisagées pour ramener le réacteur dans un état standard ont également été abordées.

Enfin, une visite du bâtiment du réacteur et de la salle de commande a été réalisée.

L'**inspection** inopinée du 24 juin a permis de faire le point sur l'état d'avancement des travaux engagés sur le réacteur à la suite de l'incident du 11 juin. Une visite des chantiers en cours dans le bâtiment du réacteur a été réalisée.

2

Blayais (Gironde)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Le bureau de la CLI du Blayais s'est réuni le 15 mai (cf. En bref... France).

L'**inspection** du 30 juin a été consacrée aux modalités mises en place par le site pour appliquer les nouvelles spécifications techniques d'exploitation des réacteurs de 900 MWe.

Réacteurs 1 et 2

L'**inspection** du 19 mai a porté sur l'organisation mise en œuvre pour l'exécution des essais périodiques réalisés sur les matériels importants pour la sûreté. En outre, il a été procédé à un examen par sondage des résultats de certains de ces essais.

Réacteur 2

Le réacteur, qui avait été mis à l'arrêt le 11 avril pour visite partielle et rechargement en combustible, a redémarré le 14 mai.

Une **inspection**, qui s'est déroulée entre le 20 avril et le 5 mai, a permis de vérifier que les prescriptions nationales et les règles de l'assurance qualité étaient respectées sur certains chantiers, notamment en ce qui concerne le contrôle du barillet vapeur, le démontage de la grue SETRI, l'épreuve hydraulique des tandems SEBIM et les inspections télévisuelles des plaques entretoises des générateurs de vapeur.

Réacteur 4

Le réacteur a été mis à l'arrêt le 12 juin pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** inopinée du 24 juin a permis d'examiner les conditions de réalisation de certains chantiers engagés en période d'arrêt du réacteur.

4

Bugey (Ain)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 14 mai a eu pour objet de vérifier que le « management » de la sûreté était convenablement exercé aux différents niveaux de l'organisation, et que ses composantes principales, allant de la définition des objectifs à l'évaluation du niveau de sûreté, étaient correctement mises en œuvre.

Réacteur 1 (filière uranium naturel-graphite-gaz)

Dans le cadre des opérations de mise à l'arrêt de l'installation, l'exploitant poursuit les opérations d'assainissement de la piscine des combustibles. Il poursuit par ailleurs les travaux de confinement du caisson ainsi que le démontage des matériels de la partie conventionnelle. Sont également en cours les analyses de sûreté préalables à la réalisation des travaux de démontage des matériels extérieurs au caisson (notamment le circuit de traitement du CO₂ et le dispositif principal de manutention).

L'**inspection** du 12 mai avait pour objet de faire le point sur l'avancement des opérations d'assainissement de la piscine de combustible dans le cadre de la mise à l'arrêt définitif de l'installation. Les inspecteurs ont vérifié les conditions de sûreté dans lesquelles s'engageaient les premiers travaux à risque radiologique et se sont assurés du respect par l'exploitant des prescriptions édictées par l'Autorité de sûreté en vue de ce chantier.

Réacteur 3

Le réacteur, à l'arrêt depuis le 11 avril pour visite partielle et rechargement en combustible, a été autorisé par l'Autorité de sûreté à redémarrer le 07 mai.

Réacteur 4

Le réacteur, à l'arrêt depuis le 23 mai pour visite partielle et rechargement en combustible, a été autorisé par l'Autorité de sûreté à redémarrer le 29 juin.

Le but de l'**inspection** inopinée du 5 juin était de contrôler les différents chantiers en cours à cette date, pendant l'arrêt du réacteur.

5

Cadarache (Bouches-du-Rhône)

► Centre d'études du CEA

Ensemble du site

Réunions du Groupe « communication » de la Commission locale d'information les 20 mai, 10 et 24 juin (cf. En bref... France).

Réacteurs Cabri et Scarabée

L'**inspection** du 10 juin avait pour but de faire le point sur l'état d'avancement des essais effectués au titre de la rénovation du matériel de contrôle-commande du réacteur Cabri lié à la sécurité. La mise à niveau des référentiels de sûreté du contrôle-commande et les procédures de mise en œuvre de ces matériels ont également été examinées (sources de contrôle-commande, mesures neutroniques, liaisons avec la chaîne de sécurité).

L'**inspection** du 11 juin fait suite à un incident le 1^{er} mai. L'objectif était de vérifier la coordination des différents intervenants lors de l'événement et les dispositions mises en place pour prévenir un incident de même nature.

Réacteur Masurca

L'**inspection** du 4 mai a permis de vérifier, par sondage, le respect des dispositions prescrites en matière d'entreposage des matières nucléaires, en particulier en ce qui concerne le risque de criticité et d'exposition des personnels aux rayonnements ionisants. Les locaux suivants ont ainsi été visités : magasin de stockage des éléments fissiles, salle de chargement des assemblages, local d'entreposage du thorium, hall de livraison, etc.

Les suites données aux deux derniers incidents déclarés à l'Autorité de sûreté nucléaire ont également été abordées, car tous les deux concernent des défaillances affectant l'entreposage ou la manipulation des matières fissiles. L'inspection a enfin permis de prendre connaissance, de

manière synthétique, des résultats de l'inventaire des matières nucléaires et de l'impact radiologique de cette opération sur les agents.

Réacteur Minerve

L'**inspection** du 28 mai a été consacrée à la formation locale de sécurité du Centre, permis de feu et potentiel calorifique.

Réacteur Phébus

L'**inspection** du 20 mai a permis d'examiner les suites données à certaines demandes de la DSIN et de vérifier, par sondage, le respect des dispositions du référentiel de sûreté du réacteur et de l'arrêté ministériel sur la qualité de 1984 relatives à la surveillance des prestataires et aux contrôles périodiques des équipements.

Parc d'entreposage des déchets solides

L'**inspection** du 16 juin a permis d'analyser la définition du nouveau domaine de fonctionnement, demandée à la suite de la réunion du Groupe permanent d'experts chargé des déchets de juin 1997. Par ailleurs, l'organisation de l'entreposage des déchets TFA, l'avancement du dossier « reprise des tranchées » et les investigations engagées pour le suivi de l'hydrogéologie autour de cette installation ont été examinés.

Laboratoire d'examen de combustibles actifs (LECA) et Station de traitement, d'assainissement et de reconditionnement (STAR)

L'**inspection** inopinée du 19 mai avait pour objectif de vérifier, par sondage, le respect des dispositions inscrites dans le référentiel de sûreté du LECA en ce qui concerne le risque de criticité : comptabilité des matières fissiles et respect des masses maximales autorisées par cellules, limitation des liquides modérateurs, etc.

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

L'**inspection** du 28 mai a permis d'examiner les différentes opérations d'inventaire engagées à la suite de l'incident du 27 juillet 1997 (découverte de plutonium dans un lot cen-

sé contenir uniquement de l'oxyde d'uranium). Ces actions ont concerné les inventaires des cellules et des magasins de fûts de déchets et d'aiguilles combustibles ainsi que le préinventaire du magasin des poudres.

Un **incident** est survenu le 17 juin : un dépassement de la masse de matière fissile autorisée a été constaté dans un alvéole du magasin d'entreposage.

Le LEFCA est un laboratoire qui réalise des études de base sur le plutonium, l'uranium et les actinides et manipule leurs composés sous toutes les formes en vue d'applications aux combustibles des réacteurs nucléaires.

Les activités du laboratoire sont arrêtées depuis l'incident du 27 juillet 1997. Cet incident, classé au niveau 2 de l'échelle INES par la DSIN, avait révélé des anomalies dans la gestion des matières nucléaires (présence de plutonium dans un emballage censé contenir uniquement de l'uranium), et avait conduit le CEA à entreprendre un inventaire des matières présentes dans ses magasins de stockage.

L'un des principaux risques dans cette installation est la criticité, situation dans laquelle une quantité suffisante de matière fissile est réunie dans une disposition propre à produire une réaction nucléaire incontrôlée. Au LEFCA, la sûreté en ce qui concerne ce risque est notamment assurée par la limitation de la masse de matière fissile présente dans les alvéoles d'entreposage et les cellules d'expérimentation.

Au cours de cet inventaire général des matières radioactives, un dépassement des limites de masse (920 g pour une limite de 750 g) a été constaté dans un des magasins de stockage.

Ce dépassement n'a pas eu de conséquence en termes de criticité, les limites fixées comprenant des marges importantes ; il n'a pas eu de conséquence pour le personnel et l'environnement.

Néanmoins, en raison d'un non-respect des règles de fonctionnement autorisé, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Atelier de technologie du plutonium (ATPu)

L'**inspection** du 23 juin portait sur le thème prioritaire « alimentations électriques » pour l'année 1998. Un

contrôle des alimentations électriques de l'installation a été effectué.

6

Caen (Calvados)

► Grand accélérateur national d'ions lourds (GANIL)

Un **incident** est survenu le 16 avril : deux opérateurs ont pénétré dans la salle de distribution du faisceau de particules de l'accélérateur pour effectuer une réparation sur un des éléments de distribution du faisceau dans les salles d'expérimentations. Cette salle est une zone contrôlée, équipée d'une balise de détection d'irradiation et dont l'accès est limité par un système de sécurité.

Lorsque les agents sont entrés dans la salle, les conditions d'accès étaient réunies. En cours d'intervention, le niveau d'irradiation a varié entraînant une exposition des deux agents estimée à 0,001 millisievert (à comparer à une limite réglementaire annuelle de 50 millisieverts).

Cet incident est dû à :

- un défaut d'alarme sonore sur la balise de radioprotection ;
- un défaut de conception d'un système de sécurité.

Il est à noter que le défaut d'alarme sonore avait été détecté lors des contrôles périodiques sans que des mesures correctives aient été prises. Ces faits, ainsi que l'absence de port des films dosimétriques par les deux agents, sont révélateurs de lacunes de culture de sûreté. En conséquence, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

7

Cattenom (Moselle)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 28 mai a porté sur les modalités de réalisation des bilans périodiques des fuites du circuit primaire ainsi que sur la déclinaison et l'application de la règle de fonctionnement à fuite primaire-secondaire faible. Les inspecteurs se sont également rendus en salle de commande du réacteur n° 1 et ont pro-

cedé à une vérification des paramètres des chaînes de mesure d'activité du circuit secondaire réellement affichés.

L'**inspection** du 16 juin a porté sur l'organisation mise en place pour répertorier et classer les sollicitations particulières auxquelles les circuits primaires des réacteurs peuvent être soumis en fonctionnement. Les inspecteurs ont examiné également les derniers bilans semestriels de ces situations.

Réacteur 2

Le réacteur a été arrêté le 16 mai pour une visite décennale.

Le 29 mai, une **inspection** a eu lieu lors de l'arrêt du réacteur pour maintenance et rechargement partiel en combustible. Les inspecteurs se sont essentiellement axés sur les travaux en cours liés au remplacement du couvercle de cuve. Deux représentants de l'Autorité de sûreté allemande ont participé à cette visite dans le cadre du programme d'inspections « croisées » évoqué dans le n° 122 de la revue Contrôle.

L'**inspection** du 4 juin a porté sur les dispositions mises en œuvre pour contrôler les matériels pour éviter la dissémination de particules radioactives en dehors des zones contrôlées. Une visite de terrain a été effectuée, notamment dans un atelier de stockage de matériels.

Un **incident** est survenu le 15 juin : alors que le réacteur était à l'arrêt, l'exploitant a constaté que le débit d'air à la cheminée du bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN) était descendu en dessous du débit requis par les spécifications techniques d'exploitation (STE) (180 000 Nm³/h). La même anomalie a également été constatée le 16 juin.

Ces baisses de débit ont été causées par le déclenchement automatique du circuit de ventilation principale (DVN) à la suite d'interventions préalables à l'entretien des tableaux électriques.

Le circuit DVN est un circuit de ventilation qui assure en fonctionnement normal le maintien des conditions ambiantes nécessaires pour le personnel et pour le bon fonctionnement des matériels du BAN. Les ventilateurs d'extraction de ce circuit assurent également le débit principal à la cheminée du BAN, qui collecte les rejets gazeux en provenan-

ce de divers bâtiments et du circuit de traitement des effluents gazeux. Le débit d'air à la cheminée du BAN doit permettre d'assurer une concentration suffisamment faible des produits radioactifs relâchés dans l'environnement.

Les actions de remise en service ont été immédiatement entreprises ; il n'y a pas eu de rejet d'effluents gazeux durant le dysfonctionnement du circuit DVN. Le débit a été inférieur au débit nominal durant 9 minutes le 15 juin et 3 minutes le 16 juin.

En raison d'un manque d'efficacité dans la mise en œuvre d'un même « dossier d'activité » ayant entraîné à deux reprises une dégradation de la fonction de confinement, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

8

Chinon (Indre-et-Loire)

► Centrale EDF

Centrale A (filière uranium naturel-graphite-gaz)

Au cours de l'**inspection** du 19 mai, les inspecteurs ont visité les chantiers de démantèlement du circuit primaire et des circuits annexes qui sont presque achevés. Ils ont aussi examiné la gestion des effluents et la gestion et l'entreposage in situ des déchets produits par le démantèlement.

Centrale B

Réacteur B1

Le réacteur est arrêté depuis le 21 mai pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** du 3 juin a permis de faire le point sur les travaux réalisés pendant l'arrêt du réacteur. Un point a été fait sur la dosimétrie prévisionnelle et réelle obtenue sur les différents chantiers. Une visite des différents chantiers en cours dans le bâtiment du réacteur a été réalisée en s'attachant notamment à vérifier les habilitations, l'identité des intervenants ainsi que leur entreprise d'appartenance.

L'**inspection** inopinée réalisée dans la nuit du 3 au 4 juin a permis de faire le point sur les différents chantiers

en cours dans le bâtiment du réacteur. Une vérification du respect des horaires en travail posté a été réalisée ainsi qu'une vérification des habilitations, de l'identité des intervenants et de leur entreprise d'appartenance.

L'**inspection** du 12 juin avait pour but de s'assurer de la qualité des opérations de renouvellement du combustible de la centrale. L'organisation du site et les documents associés, les essais préparatoires à la campagne de renouvellement du combustible, les essais de mise au point de la machine de chargement rénovée du réacteur ainsi que des séquences de chargement du cœur de ce réacteur ont été plus particulièrement examinés.

Réacteur B2

Un **incident** est survenu le 18 mai : alors que le réacteur était en fonctionnement, l'exploitant a constaté – lors d'une ronde de quart – que le système d'appoint en eau borée (circuit REA) avait été indisponible pendant 5 heures, ce qui est contraire aux spécifications techniques d'exploitation (STE).

Le bore est un corps qui a la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire ; mélangé à l'eau du circuit primaire, il permet de contrôler et, le cas échéant, d'arrêter la réaction nucléaire.

Le mélange d'eau et de bore est préparé dans deux réservoirs du circuit d'appoint en eau borée. L'un de ces réservoirs ainsi rempli doit être relié au circuit primaire. Le jour de l'incident, dans le cadre d'une manœuvre d'exploitation, le réservoir en service a été rendu indisponible à cause de la fermeture inappropriée d'une vanne.

Compte tenu du non-respect des limites et conditions d'exploitation, révélateur d'un manque de culture de sûreté, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Réacteur B3

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 24 juin pour rechargement en combustible.

Atelier des matériaux irradiés (AMI)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à déroger aux règles générales d'exploitation pour mettre

simultanément hors tension les tableaux électriques MLKA, MLKB et MLLA (lettre du 7 mai).

Lors de l'**inspection** du 16 mai, les inspecteurs ont effectué une visite de l'atelier d'essai mécanique et du chantier de réarrangement des déchets entreposés en puits. Ils ont ensuite examiné la mise en œuvre des mesures demandées par l'Autorité de sûreté relatives à l'amélioration de la culture de sûreté du personnel, notamment en ce qui concerne la formation et le traitement des écarts.

9

Chooz (Ardennes)

► Centrale EDF

Ensemble du site

Deux réunions ont eu lieu à la préfecture des Ardennes les 4 et 15 juin (cf. En bref... France).

Centrale A

L'exploitant poursuit les travaux de mise à l'arrêt définitif de l'installation : retrait des équipements de la piscine de désactivation, démontages dans la partie conventionnelle, traitement et évacuation des déchets de zone contrôlée. Il a entamé la réalisation de la seconde phase d'assainissement de la piscine de désactivation (vidange, traitement de l'eau, décontamination des parois). Par ailleurs, la procédure relative à la création de l'INB-E est en cours d'instruction et certains travaux de transformation en vue de la création de celle-ci (ventilation, déplacement de l'exutoire de rejets gazeux, installations électriques) sont en cours de préparation ou ont débuté (réseau d'exhaure).

Centrale B

EDF a proposé à l'Autorité de sûreté le 28 mai, à la suite de l'incident ayant affecté le réacteur 1 de Civaux le 12 mai, de procéder au déchargement du combustible des réacteurs de Chooz, arrêtés depuis le mois de février pour des travaux sur les turbines.

L'**inspection** du 16 juin a porté sur les systèmes de contrôle-commande des réacteurs. Les inspecteurs ont examiné l'organisation du site et les

documents utilisés pour les mises à jour des logiciels du contrôle-commande, ainsi que les conditions d'exploitation, de maintenance des matériels et d'approvisionnement en pièces de rechange. Ils ont visité la salle de commande du réacteur 1, et consulté les documents d'exploitation des systèmes de contrôle-commande (consignes de conduite, fiches d'alarme, etc.).

Au cours d'une **réunion technique** le 19 juin, l'exploitant a présenté au représentant de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement de Champagne-Ardenne les programmes de travaux prévus au cours des arrêts des réacteurs.

Réacteur B1

L'**inspection** du 19 juin a porté sur l'exploitation et la maintenance des systèmes d'alimentation de secours et de purge des générateurs de vapeur. Les inspecteurs ont en particulier examiné la réalisation des essais périodiques et l'exécution des opérations de maintenance des matériels concernés, ainsi que le respect des spécifications techniques d'exploitation applicables. Ils ont procédé à une visite de la salle de commande et du local des pompes d'alimentation de secours du réacteur.

Le déchargement du combustible du réacteur a été achevé le 30 juin.

Réacteur B 2

Un **incident** est survenu le 16 mai : alors que le réacteur était à l'arrêt, l'exploitant a ouvert deux vannes d'isolement de l'enceinte de confinement pour assurer l'approvisionnement en air comprimé des personnels intervenant sur le circuit de refroidissement à l'arrêt. L'ouverture de ces vannes est prohibée dans l'état considéré du réacteur, car elles contribuent au confinement du bâtiment du réacteur imposé par les spécifications techniques d'exploitation (STE).

L'enceinte de confinement est un bâtiment en béton à l'intérieur duquel se trouvent 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. Elle est destinée, en cas d'accident, 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 d'exploitation (STE), les procédures de conduite ou la situation exigent l'étanchéité complète de l'enceinte.

Le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) assure, lors des phases d'arrêt du réacteur, la circulation et un niveau d'eau minimal dans le circuit primaire, afin d'évacuer la chaleur résiduelle provenant des combustibles encore présents dans le cœur du réacteur.

Le 16 mai, l'exploitant a procédé, dans le bâtiment du réacteur, au remplacement de joints d'étanchéité sur des vannes du circuit de refroidissement à l'arrêt. Pour cette intervention, les personnels doivent être protégés du risque d'inhalation éventuelle de gaz radioactifs. Cette protection est effectuée par le port de matériels respiratoires individuels, c'est-à-dire de masques et de bouteilles d'air autonomes ou par l'alimentation de chaque intervenant en air respirable produit par un circuit d'air comprimé. Cette dernière solution a été retenue ; elle a conduit l'exploitant à maintenir ouvertes pendant vingt-quatre heures deux vannes d'un circuit d'air comprimé. Cette erreur n'a été mise en évidence que le 18 mai, alors qu'une nouvelle intervention était programmée. Cette opération a été effectuée en dotant les personnels de matériels de protection individuelle autonomes. Compte tenu de l'absence de respect des conditions d'isolement du bâtiment du réacteur et de la détection fortuite de cette anomalie, cet incident – initialement classé au niveau 0 – a été reclassé au **niveau 1** de l'échelle INES.

10

Civaux (Vienne)

➤ Centrale EDF

Ensemble du site

La CLI de Civaux s'est réunie en assemblée générale extraordinaire le 17 juin (cf. En bref... France).

L'**inspection** des 11 et 12 juin a porté sur les moyens mis en œuvre par le site pour prévenir le risque d'incendie.

Réacteur 1

L'**inspection** du 6 mai a été consacrée à l'intégration de la doctrine nationale en matière de planification et de réalisation des essais périodiques, notamment en ce qui concerne les exigences du chapitre IX des règles générales d'exploitation.

Un **incident** est survenu le 12 mai : alors que le réacteur était à l'arrêt depuis le 7 mai, l'exploitant a détecté le 12 mai vers 20 heures une fuite d'eau d'un débit estimé à 30 m³/h sur le circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur (RRA).

Ce circuit assure lors des phases d'arrêt du réacteur, la circulation d'une quantité d'eau minimale dans le circuit primaire, afin d'assurer le refroidissement du combustible présent dans la cuve du réacteur. Ce circuit est constitué de deux voies indépendantes et redondantes (voie A et voie B).

La fuite, localisée sur un tronçon de la voie A du RRA, a été arrêtée par isolement de cette voie, vers 5 heures du matin le 13 mai.

Pendant l'incident, la fuite a été compensée par appoint automatique en eau. Le combustible a été correctement refroidi par la voie B du RRA restée intacte.

La brèche, avant son isolement, a provoqué l'écoulement d'un volume d'environ 300 m³ d'eau du circuit primaire dans le bâtiment réacteur. Cette eau a été entièrement collectée dans les puisards du bâtiment réacteur avant d'être retraitée dans le circuit de traitement des effluents du circuit primaire. Cet incident n'a eu aucune conséquence sur l'environnement.

Les investigations menées par l'exploitant après l'incident ont mis en évidence la présence d'une fissure traversante de 180 mm de long sur 0,2 mm de large sur un coude de la voie A du RRA.

Le réacteur 1 de Civaux a été maintenu à l'arrêt, refroidi par la voie B du RRA, du 13 mai au 29 mai. Pendant cette période, la voie B du RRA a été utilisée à des pressions et températures basses de manière à éviter toute sollicitation mécanique de cette dernière.

L'exploitant a proposé de procéder à la réparation de la voie A du RRA,

en préalable à l'enclenchement des opérations de déchargement du cœur du réacteur. Cette réparation, de caractère provisoire, devait permettre de disposer pour ces opérations des deux voies du circuit de refroidissement. Le dossier de réparation de la voie A du RRA, transmis le 19 mai a fait l'objet d'une présentation aux représentants de l'Autorité de sûreté (DRIRE Aquitaine et BCCN) et de l'IPSN, lors d'une réunion le 20 mai à Civaux. Après examen, l'Autorité de sûreté a donné à EDF, le 29 mai, l'autorisation de procéder à la réparation de la voie A du RRA.

En parallèle, l'exploitant a proposé un programme d'expertise du coude défectueux de la voie A du RRA de Civaux. A l'issue d'échanges techniques entre l'exploitant, l'IPSN et le BCCN, ce dernier a donné son accord à l'engagement des contrôles destructifs du coude déposé.

Le démontage du tronçon endommagé a commencé le 23 mai. Avant de procéder à l'accostage du coude de remplacement, EDF a réalisé à la demande de l'Autorité de sûreté plusieurs investigations et contrôles complémentaires des éléments de tuyauteries situés en amont et en aval du tronçon déposé. Un réseau de fissures a alors été détecté. Ces dernières ont été éliminées par meulage avant soudure du coude de remplacement.

La réparation provisoire s'est achevée le 6 juin par la requalification de la voie A du RRA de Civaux. Une épreuve hydraulique de l'ensemble du circuit voie A, réalisée en présence des représentants de l'Autorité de sûreté, a permis de confirmer l'intégrité de la zone concernée.

Conformément à la stratégie de conduite retenue, EDF a remis en service la voie A du RRA puis a isolé la voie B. Le repli du réacteur vers un état couvert par les spécifications techniques d'exploitation a été opéré.

Le déchargement du combustible du réacteur a commencé le 29 juin, après les opérations de requalification indispensables pour garantir l'opérabilité de l'ensemble des matériels nécessaires au déchargement. Le dernier des 205 assemblages combustibles a été déchargé le 5 juillet. Le combustible est actuellement entreposé sous eau dans la piscine de stockage prévue à cet effet. Son refroidissement est assuré par

un circuit indépendant du circuit RRA.

En raison de l'apparition d'une fuite importante qui a entraîné une perte de fluide de refroidissement primaire, cet incident a été classé au **niveau 2** de l'échelle INES.

Au cours de l'**inspection** du 13 mai, il a été procédé à une analyse des causes et conséquences de l'incident du 12 mai ; les dispositions envisagées pour mettre l'installation en état sûr ont été étudiées.

Réacteur 2

Le 16 juin, une **réunion technique** a eu lieu sur le réacteur en construction ; Framatome a présenté au BCCN les résultats des contrôles réalisés sur le CPP et plus particulièrement sur la boîte à eau du GV4 (après la découverte de corps migrants).

11

Creys-Malville (Isère)

Réacteur Superphénix (à neutrons rapides)

L'**inspection** du 9 juin a porté sur la qualité de réalisation des modifications en cours ou récentes effectuées sur le site par les entreprises sous traitantes.

12

Cruas (Ardèche)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 12 mai a été centrée sur les questions d'organisation de la qualité, de décompte des situations enregistrées et de mise à niveau de la comptabilisation sur le site. L'examen de dossiers particuliers a également été effectué.

L'**inspection** du 15 mai a eu pour objet de vérifier que le « management » de la sûreté était convenablement exercé aux différents niveaux de l'organisation, et que ses composantes principales, allant de la définition des objectifs à l'évalua-

tion du niveau de sûreté, étaient correctement mises en œuvre.

L'**inspection** du 19 mai a porté sur l'élaboration et le respect du recueil local des textes applicables lors d'arrêts de réacteurs et des documents de présentation qui s'y rapportent. Les inspecteurs ont en particulier procédé à plusieurs sondages pour s'assurer que les exigences, en particulier des programmes des maintenance préventive, sont bien respectées.

L'objectif de l'**inspection** du 26 mai était de s'assurer du respect des programmes de base de maintenance préventive en matière de capteurs, des précautions prises concernant les risques de mode commun, du contrôle du caractère opérationnel des capteurs (lignage notamment), ainsi que de l'application de la directive DI 61 relative à l'étalonnage, à la vérification et à la remise en état des appareils de mesure et étalons.

L'**inspection** du 23 juin a porté principalement sur la caractérisation des écarts, le mode de détection, et l'établissement de bilans dans les services permettant d'apprécier le fonctionnement du retour d'expérience.

Réacteur 1

Le réacteur, en arrêt fortuit depuis le 30 mai pour intervention sur la turbine, a été autorisé à redémarrer le 17 juin.

Réacteur 3

Un **incident** est survenu le 20 mars : alors que le réacteur était à l'arrêt depuis le 27 février pour renouvellement partiel du combustible, une alarme associée à la mesure du flux neutronique a été mal réglée pendant 53 minutes lors des opérations de rechargement des assemblages combustibles.

L'exploitant doit surveiller en permanence le flux de neutrons émis par le cœur du réacteur pour pouvoir contrôler toute augmentation de puissance. Il dispose pour cela de divers moyens de mesures, dont deux chaînes « sources » capables de mesurer de très faibles flux lorsque le réacteur est à l'arrêt et notamment pendant le rechargement en combustible. Lorsque les seuils fixés pour ces chaînes de mesure sont dépassés, une alarme se déclenche ; il est alors procédé à l'arrêt des opérations de

rechargement et, à titre préventif, à l'évacuation du personnel travaillant dans le bâtiment du réacteur.

Pendant 53 minutes, le mauvais réglage constaté a affecté l'une des deux chaînes « sources » et aurait retardé, en cas de nécessité, la mise en œuvre des mesures de sauvegarde évoquées ci-dessus, sans pour autant les empêcher.

En raison du non-respect d'un seuil de réglage, révélateur d'un manque de culture de sûreté, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

14

Dampierre-en-Burly (Loiret)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** réalisée le 26 mai portait sur les relations entre le site et les services centraux d'EDF ; il a été procédé à l'examen de l'organisation et du fonctionnement de l'ingénierie du site.

L'**inspection** du 9 juin a permis de faire le point sur la gestion des matériels contaminés et en particulier sur les conditions de franchissement des zones réglementées, en application de la DI 82. Une partie de l'inspection a également été consacrée aux opérations de contrôle de la contamination dans le cadre du transport des combustibles.

Réacteur 2

L'**inspection** du 5 mai avait pour objet principal de s'assurer, par sondage, de la conformité du programme d'arrêt du réacteur aux documents de référence. Les inspecteurs ont également vérifié que les programmes de maintenance étaient correctement appliqués.

Le réacteur est à l'arrêt pour rechargement et visite partielle depuis le 16 mai.

Réacteur 3

L'**inspection** du 6 mai a été décidée à la suite d'un événement survenu au cours de l'arrêt du réacteur : l'exploitant avait oublié de monter quatre tiges de commande de

grappes avant de fermer la cuve du réacteur. Cet événement, s'il n'a eu aucune conséquence, traduit des lacunes dans l'organisation du site.

Le réacteur a redémarré le 19 mai, après arrêt pour rechargement et visite partielle.

15

Fessenheim (Haut-Rhin)

► Centrale EDF

Ensemble du site

La Commission de surveillance de la Centrale s'est réunie le 25 juin (cf. En bref... France).

Réacteur 2

L'**inspection** inopinée du 10 juin avait pour but de vérifier le respect des critères imposés par les spécifications techniques d'exploitation en prolongation de cycle.

L'**inspection** du 30 juin avait pour but de vérifier l'organisation et le contrôle de la surveillance exercée par EDF sur ses prestataires dans le cadre de l'opération « remplacement du couvercle de la cuve ». Les chantiers de contrôle de la visserie du cloisonnement interne, de modification des « silent blocs » et de robinetterie en génératrice inférieure ont également été visités dans le bâtiment du réacteur et le bâtiment des auxiliaires nucléaires.

16

Flamanville (Manche)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 5 mai a été consacrée aux chaînes de mesure de radioprotection, en ce qui concerne l'exploitation, la gestion, la maintenance et les essais périodiques.

La vérification de la conformité du cœur, quant à l'aspect neutronique, est réalisée lors d'essais appelés essais physiques au démarrage. La qualité d'exécution de ces essais influe sur la qualité de pilotage durant tout le cycle jusqu'au rechargement sui-

vant. Une **inspection** inopinée a été réalisée sur ce thème le 8 mai 1998 en salle de conduite au cours du quart de l'après-midi. Elle avait également comme objectif de vérifier la qualité de conduite un jour férié.

L'objectif de l'**inspection** du 28 mai était de faire le point sur l'implication du site en matière de gestion du facteur humain et en ce qui concerne la gestion des prestataires du site.

Réacteur 2

Un **incident** est survenu le 27 avril : lors des opérations de redémarrage après arrêt décennal, l'exploitant a détecté qu'une pompe nécessaire au fonctionnement du réacteur n'avait pas subi avec succès les tests préalables à sa mise en route.

Dans ces conditions, l'étanchéité du circuit primaire, qui constitue la deuxième barrière de sûreté entre les matières radioactives et l'environnement, n'était pas garantie.

La prise en compte tardive par l'exploitant du fonctionnement dégradé de la pompe et une mauvaise interprétation de la conduite prescrite par les spécifications techniques d'exploitation (STE) justifient le classement de cet événement au **niveau 1** de l'échelle INES.

18

Golfech (Tarn-et-Garonne)

► Centrale EDF

Ensemble du site

La CLI de Golfech s'est réunie en assemblée générale le 17 juin (cf. En bref... France).

L'**inspection** du 12 mai a permis de faire le point sur l'état et l'efficacité des moyens mobiles de secours appelés dans le cadre du plan d'urgence interne (PUI) et du chapitre VI des règles générales d'exploitation (RGE). Cette visite s'inscrivait dans le cadre d'un contrôle générique par l'Autorité de sûreté sur la conduite incidentelle et accidentelle.

Réacteur 1

Le réacteur, qui avait été mis à l'arrêt le 28 mars pour visite partielle et rechargement en combustible, a redémarré le 15 mai.

19

Gravelines (Nord)

► Centrale EDF

Ensemble du site

L'**inspection** du 12 mai a porté sur l'examen des actions entreprises à la suite d'incidents survenus en 1997 et début 1998, pour lesquels la DIN avait reçu les comptes rendus. Deux événements ont été particulièrement examinés ; la DIN a rappelé à cette occasion à l'exploitant qu'elle souhaiterait voir figurer des résumés plus consistants dans les fiches correspondantes (fichier informatique SAPHIR). Les inspecteurs ont effectué une visite dans les galeries techniques 5/6, visite qui a donné lieu à un seul constat d'écart.

L'**inspection** du 19 mai a permis de contrôler, de manière inopinée, la conduite des réacteurs 1 et 2, notamment la constitution et la formation des équipes de conduite, la gestion des consignes temporaires d'exploitation et des essais périodiques ainsi que la cohérence des paramètres de fonctionnement.

L'**inspection** du 23 juin portait sur le génie civil. Les inspecteurs ont abordé le tassement des différentes structures et notamment le problème du tassement de la plate-forme des ouvrages de pompage, l'état des peaux intérieures de bâtiment du réacteur, les dispositifs d'auscultation des enceintes, l'évolution du dossier « fissures du béton des dômes de bâtiment du réacteur », les joints interbâtiments et la mise en œuvre des programmes de base de maintenance préventive (PBMP) relatifs au génie civil.

Une visite de chantier a été effectuée sur l'ensemble des caniveaux de rejet SEC de l'eau de refroidissement des échangeurs RRI ainsi que, pour le réacteur 6, sur les galeries techniques pour les canalisations SEC et SEK, le local de la bêche PTR ainsi que celui situé en dessous, le local de la piscine du combustible, et le joint interbâtiment bâtiment du combustible/bâtiment du réacteur.

L'**inspection** du 25 juin a porté sur les engagements pris par la centrale à la suite d'inspections ou d'incidents significatifs au cours du second semestre 1997 et les engagements an-

térieurs dont l'échéance de réalisation avait été fixée fin juin 1998. L'inspection s'est faite en deux parties :

- examen en salle des modifications documentaires, point sur l'état d'avancement des études ou travaux ;
- visite de terrain (bâche à fuel des diesels, rétention des bâches à huile, salle de commande, BAC, etc.). L'impression est globalement positive :
- engagements bien identifiés et suivis par les métiers ;
- réalisation dans les délais fixés des modifications documentaires ;
- engagements qui ne respectent pas l'échéancier fixé faisant l'objet d'actions engagées.

L'inspection du 29 juin avait pour but d'examiner les pratiques de l'exploitant en matière de maintenance et d'essais périodiques sur LHP, LHQ, LHT et LLS, de faire le point sur les affaires génériques en cours, et d'inspecter sur le terrain l'état des installations.

Réacteur 1

Le réacteur, en prolongation de cycle depuis le 7 avril, a été mis à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible le 11 juin.

L'inspection du 24 juin a porté sur l'avancement et l'exécution des travaux de maintenance réalisés au cours de l'arrêt pour rechargement du réacteur. La visite de chantier a concerné quelques travaux de robinetterie dans le bâtiment du réacteur et le bâtiment des auxiliaires nucléaires, ainsi que le contrôle des silent blocs sur les châssis de relayage du bâtiment électrique.

Un **incident** est survenu le 16 juin : le démontage des 25 connexions des thermocouples de la cuve du réacteur a mis en évidence l'absence d'un joint sur 12 d'entre elles.

Ces connexions assurent la liaison entre les thermocouples qui mesurent la température de l'eau dans la cuve et l'ébulliomètre. Celui-ci permet, notamment en situation post-accidentelle, d'apprécier l'état liquide ou gazeux de l'eau dans la cuve. L'absence des joints assurant l'étanchéité de ces connexions aurait pu perturber le fonctionnement de l'ébulliomètre.

Un événement similaire a été déclaré sur le réacteur 4 le 5 mai dernier et portait sur l'absence de joint sur 15 connexions.

En raison du non-respect répété d'une procédure d'intervention, cet incident, classé au niveau 0 par l'exploitant, a été reclassé au **niveau 1** de l'échelle **INES** par l'Autorité de sûreté.

Réacteur 3

L'inspection du 18 mai a porté sur l'examen du référentiel du service « maintenance système fluide (MSF) chaudronnerie ». Il a été procédé à l'analyse des fiches d'écarts par rapport au recueil national, au contrôle de la prise en compte de courriers présents ou non dans le recueil mais applicables pour le réacteur et de la constitution du recueil local. L'impression globale qui ressort de cette inspection est plutôt négative : le service MSF n'a pas une vision globale du référentiel, a des difficultés pour faire vivre ce document (il est traité à chaque montée d'indice puis c'est tout...). Il est considéré comme un document supplémentaire, donc comme une surcharge.

Réacteur 4

Le réacteur, en prolongation de cycle depuis le 10 mars, a été mis à l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible le 2 mai ; il a redémarré le 14 juin.

L'inspection du 15 mai avait pour objet d'inspecter les travaux au cours de l'arrêt du réacteur (fin de génératrice inférieure). Les inspecteurs ont également recueilli des données pour l'enquête « prestataires » de la Direction du gaz, de l'électricité et du charbon (DIGEC).

20

Grenoble (Isère)

► Centre d'études du CEA

Laboratoire d'étude d'analyses de matériaux actifs (LAMA)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'installation du château de transfert « La Pompe » sur les enceintes THA n°s 1 à 6 (lettre du 5 juin).

La Hague (Manche)

► Etablissement COGEMA

Ensemble du site

Un **exercice de crise** nucléaire a eu lieu le mardi 16 juin à l'établissement COGEMA de La Hague (cf. En bref... France).

- Usine UP2 400

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

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la pose de chemises en aluminium dans les alvéoles des paniers spécifiques utilisés dans cet atelier pour l'entreposage des combustibles MTR provenant du réacteur à haut flux de l'Institut Laue-Langevin (lettre du 13 mai).

Un **incident** est survenu le 19 mai : lors d'une opération de contrôle de combustibles dans la piscine de l'atelier NPH, des déplacements d'un panier d'entreposage de combustible usé ont été effectués pour procéder à différentes inspections sur le combustible. Ces déplacements ont été entrepris alors que le couvercle de ce panier était déposé, sans qu'ait été mise en œuvre la procédure d'intervention exceptionnelle prescrite en pareil cas par les RGE.

Les combustibles usagés sont placés en piscine en attendant leur retraitement.

Ils sont stockés et manipulés au moyen de paniers munis de couvercles pour pallier tout risque de criticité. Le retrait du couvercle est toutefois autorisé à titre exceptionnel, sous réserve de l'application d'une procédure particulière prévue par les RGE.

Après cet incident, une inspection a été réalisée le 4 juin par l'Autorité de sûreté.

Compte tenu du non-respect des RGE, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

L'inspection du 4 juin a été réalisée à la suite de l'incident survenu le 19 mai. Elle a particulièrement porté sur le déroulement de cet incident

et les lacunes d'organisation et de culture de sûreté qui l'expliquent.

MAPU (atelier de purification, de conversion en oxyde et de premier conditionnement de l'oxyde de plutonium)

L'**inspection** du 28 mai a été consacrée à la voie humide de l'atelier MAPU. Les inspecteurs ont particulièrement contrôlé la qualité du suivi de la radioprotection et ont procédé à une visite des locaux. Ils ont également effectué un sondage sur le respect des règles générales d'exploitation relatives au risque de criticité.

STE 2 (Station de traitement des effluents et déchets solides de l'usine UP2 400)

Un **incident** est survenu le 23 avril : les équipements de contrôle et de mesure de l'une des cheminées de l'installation ont détecté une augmentation anormale de l'activité radiologique rejetée, suivie le lendemain d'une deuxième augmentation d'activité rejetée.

L'unité d'entreposage des boues de la station de traitement des effluents n° 2 (STE2) assure la réception et l'entreposage des boues issues du traitement chimique des effluents radioactifs ainsi que des effluents issus du décolmatage des filtres utilisés avant rejet en mer. Des éjecteurs, alimentés en vapeur, permettent de transférer les effluents de la cuve de réception vers la cuve d'entreposage. Par ailleurs, les effluents gazeux provenant de la ventilation de l'unité sont filtrés avant rejet à la cheminée par 3 lignes de filtration parallèles, composées chacune de 3 filtres.

Le 23 avril, à la suite d'un transfert d'effluents de décolmatage entre la cuve de réception et la cuve d'entreposage, un défaut de fermeture d'une vanne d'alimentation en vapeur a entraîné une fuite de vapeur dans les « ciels » des cuves. Cette vapeur a ensuite été entraînée par la ventilation de l'unité, mouillant les filtres de première barrière des 3 lignes de filtration. Ceci a entraîné une perte d'efficacité de la filtration gazeuse et un rejet non contrôlé dans l'environnement de particules radioactives (aérosols).

Dès que les équipements de contrôle et de mesure ont détecté une augmentation de l'activité radiologique rejetée, l'exploitant a isolé l'alimen-

tation en vapeur de l'unité, ce qui a permis le retour immédiat à un fonctionnement normal.

Le 24 avril, l'isolement de l'une de ces 3 lignes de filtration, rendu nécessaire afin de remplacer le filtre mouillé, a entraîné une augmentation du débit gazeux traversant les deux autres lignes. Les équipements de contrôle et de mesure ont alors détecté une deuxième augmentation de l'activité radiologique rejetée pendant le temps qu'a duré l'intervention.

L'activité des aérosols rejetés dans l'atmosphère lors de cet incident a été de 420 000 Bq, valeur faible comparée à la limite réglementaire (0,0005 %) et aux rejets de l'ensemble des installations de COGEMA La Hague en 1997 (2 %) mais qui est du même ordre de grandeur que l'activité rejetée par les installations de traitement des effluents au cours de cette même année.

Cet incident, considéré comme un écart interne par l'exploitant, a été présenté aux inspecteurs de l'Autorité de sûreté lors de leur inspection du 15 mai. À la demande de l'Autorité de sûreté, l'exploitant a déclaré cet écart interne en tant qu'incident significatif le 15 mai.

En raison de rejets radioactifs non contrôlés, cet incident a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

• **AD2 (Atelier de décontamination de la station de traitement des déchets solides et liquides)**

L'**inspection** du 6 mai a porté sur la protection contre l'incendie. Les points abordés ont été principalement les consignes utilisées et la gestion des potentiels calorifiques. Un exercice de lutte contre l'incendie a été effectué.

L'**inspection** du 5 juin a été axée sur les modifications rendues nécessaires pour adapter et optimiser le fonctionnement de l'atelier pour la nouvelle filière de l'incinération des déchets de faible radioactivité et la réception des résines échangeuses d'ions. Les points suivants ont été abordés :

- bilan d'exploitation et état de réalisation des modifications ;
- qualité de réalisation de la nouvelle table vibrante ;
- traitement des anomalies ;
- visite de l'atelier.

Enfin, les inspecteurs ont vérifié par sondage la prise en compte des mesures préventives préconisées par l'exploitant avant le lancement des modifications et le traitement des écarts.

- **Usine UP2 800**

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

L'**inspection** du 17 juin a permis de faire le point, pour l'année 1997 et le premier semestre 1998, sur l'exploitation et les modifications réalisées dans l'atelier. Par ailleurs, un examen détaillé des écarts déclarés sur cette même période a été effectué par les inspecteurs. Une visite de terrain a eu lieu dans les locaux où des actions sont à exécuter en situation de conduite en sauvegarde.

R7 (ateliers de vitrification des produits de fission)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la mise en « actif » d'une enceinte blindée du laboratoire de contrôle de marche implanté dans l'atelier R7 (lettre du 18 juin).

- **Usine UP3**

Ensemble du site

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** le retraitement dans cette usine de cinq assemblages combustibles REB et d'un assemblage combustible REP dont l'une des caractéristiques dépasse les limites prescrites (lettre du 13 mai).

Le but de l'**inspection** du 14 mai était la vérification des actions préventives et correctives engagées à la suite de l'incident du 4 septembre 1997 (contamination en zone contrôlée relatée dans le n° 120 de la revue Contrôle). Les inspecteurs se sont également intéressés par sondage à d'autres interventions effectuées et en cours.

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

Un **incident** est survenu le 4 juin : alors que l'atelier était en activité, l'exploitant a découvert que l'obs-

truction partielle d'un débitmètre avait entraîné une sous-estimation de 25 % du tonnage de combustibles usés cisailés, retardant par voie de conséquence le décolmatage périodique prescrit de la centrifugeuse destinée à clarifier les solutions de dissolution.

La première opération du retraitement d'un combustible usé consiste à le cisailer en petits tronçons qui sont envoyés dans de l'acide nitrique afin d'en dissoudre le contenu. La solution obtenue est alors centrifugée afin de récupérer la partie non soluble, qui vient se déposer sur les bords de la centrifugeuse. Une prescription de sûreté impose le décolmatage régulier de ce dépôt, afin d'éviter tout risque d'échauffement en cas de blocage de la centrifugeuse sans possibilité d'arrosage.

Tous les autres moyens de pallier le risque d'échauffement étaient disponibles le 4 juin.

Le décolmatage de la centrifugeuse a été effectué dès qu'a été découverte l'anomalie. Le système automatique de mesure par le débitmètre défectueux a été doublé par un contrôle des opérateurs.

Le bouchon obstruant le débitmètre a été dissous lors d'une intervention réalisée le 11 juin.

En raison d'une sortie du domaine de fonctionnement autorisé, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

STE 3 (Station de traitement des effluents liquides et des déchets solides des usines UP2 800 et UP3)

Lors de l'inspection du 13 mai, après avoir examiné le bilan d'exploitation de l'atelier STE3, les inspecteurs ont vérifié par sondage le respect des prescriptions techniques imposées ainsi que les actions engagées par l'exploitant tenant compte du retour d'expérience de l'incident de Tokai Mura.

L'inspection du 25 juin a porté sur la protection contre l'incendie de l'atelier STE3. Les inspecteurs ont fait le point de la prévention du risque d'incendie, notamment au regard du retour d'expérience de l'explosion survenue à Tokai Mura le 11 mars 1997. Les inspecteurs ont examiné les consignes de sécurité et l'élaboration des permis de feu pour la réalisation des travaux par points chauds. Lors de la visite des installa-

tions, les inspecteurs ont assisté à un exercice simulant un feu dans un local contenant une cuve de solvants et ont pu vérifier le comportement des agents du groupe local d'intervention et des pompiers de la formation locale de sécurité.

ACC (Atelier de compactage des coques et embouts)

Lors de l'inspection du 14 mai consacrée aux travaux de construction de l'atelier, les sujets suivants ont été abordés :

- les presses de compactage installées dans cet atelier ;
- la réalisation des réseaux de ventilation qui participent au confinement dynamique de l'atelier ;
- un dispositif de manutention des charges ;
- la réalisation des rétentions en acier inoxydable.

Cette inspection s'est poursuivie par une visite du chantier de l'ACC.

22

Marcoule (Gard)

► Centre d'études du CEA

Ensemble du site

La Commission locale d'information (CLI) du Gard s'est réunie en assemblée générale le 22 juin (cf. En bref... France).

Réacteur Phénix (filière à neutrons rapides)

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

La DSIN, dans la continuité de la première réévaluation de sûreté de l'installation intervenue en 1986, et à la suite des événements de baisse brutale de réactivité survenus en 1989 et 1990, a souhaité que, dans la perspective de la poursuite de son exploitation, un point d'ensemble soit

fait sur l'état de sûreté du réacteur et sur son aptitude à poursuivre son fonctionnement à moyen terme, compte tenu, d'une part, du vieillissement en service des matériels, et, d'autre part, de l'évolution des codes et règles de construction.

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

Après examen de l'ensemble des dossiers par l'appui technique de l'Autorité de sûreté (l'IPSN) et avis du Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a indiqué, le 31 décembre 1997, qu'il considérait que la reprise du fonctionnement en puissance de Phénix pouvait intervenir prochainement (cf. revue Contrôle n° 122).

Par courrier en date du 9 avril 1998, les conditions de cette reprise ont été spécifiées par le directeur de la sûreté des installations nucléaires à l'exploitant : l'ensemble des recommandations ayant été prises en considération, l'exploitant a pu engager un nouveau cycle de fonctionnement, pour lequel les conditions de réalisation (plan de chargement du cœur et expériences associées) ont été approuvées par courrier en date du 27 avril 1998. Depuis le 25 mai 1998, date à laquelle il a de nouveau été couplé au réseau, le réacteur Phénix a donc repris sa marche en puissance en vue de la réalisation du 50^e cycle de fonctionnement, pour une durée prévue de 6 à 8 mois et à une puissance de l'ordre de 350 MWth (autorisée par la disponibilité de deux des trois boucles secondaires).

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

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

- la réalisation des travaux d'aménagement du bâtiment « services généraux actifs » (lettre du 2 juin) ;
- la modification de certains équipements de la distribution électrique de l'installation afin de les adapter aux besoins supplémentaires en énergie électrique (lettre du 5 juin).

L'**inspection** du 29 mai a porté sur l'aspect de sûreté relatif au suivi physique des matières nucléaires.

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

Un **incident** est survenu le 15 juin : le troisième et dernier niveau de filtration d'un réseau de ventilation de très haute dépression du bâtiment 500 est resté inefficace pendant 2 heures 30.

Ce réseau de ventilation permet le maintien de la dépression des enceintes de confinement, dans lesquelles est mise en œuvre la matière nucléaire ; il assure également la régulation de la température des enceintes.

Ce type de réseau comporte trois niveaux de filtration qui permettent d'arrêter les substances radioactives pour éviter toute émission vers l'extérieur.

Au cours d'une opération d'échange de filtre, une erreur dans la mise en œuvre des procédures d'intervention sur le réseau de ventilation a rendu inopérant le troisième niveau de filtration. Les deux autres niveaux sont restés opérationnels. L'installation était dans les conditions normales de fonctionnement.

Cet événement n'a pas eu de conséquences pour le personnel et pour l'environnement ; cependant, en raison du non-respect des procédures d'intervention sur une fonction importante pour la sûreté, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

► **Etablissement COGEMA – Atelier de décontamination des matériels (Installation nucléaire de base classée secrète)**

Un **incident** est survenu le 1^{er} juin : à 7 h 02, un début d'incendie a eu lieu à l'atelier de décontamination des matériels, dans le local qui abrite les armoires électriques d'alimentation du réseau de ventilation de cet atelier. L'alarme a été déclenchée par les moyens automatiques reliés au PC de surveillance interne à l'établissement.

L'atelier étant à l'arrêt, la ventilation était en régime réduit. Les équipes d'intervention sont intervenues très rapidement. L'atelier étant placé sous surveillance, aucune personne n'était

présente dans les locaux. L'incendie a été circonscrit à 7 h 08 par les moyens propres à l'établissement. Les dégâts sont limités aux armoires électriques.

Une première analyse des causes de cet incendie conduit à la conclusion d'un court-circuit dans le contacteur de ligne du ventilateur.

Cet événement n'a eu aucune conséquence, ni pour le personnel, ni pour l'environnement.

En application de l'échelle INES, cet événement est classable au **niveau 1**.

25

Miramas (Bouches-du-Rhône)

► **Etablissement COGEMA**

Magasin d'uranium

L'**inspection** inopinée du 17 juin avait pour objectif de vérifier, par sondage, le respect des dispositions inscrites dans le référentiel de sûreté vis-à-vis de sujets divers : radioprotection, déchets, confinement, protection contre les agressions extérieures et les tentatives d'intrusion, habilitations, etc., mais aussi de faire le point sur les suites données aux demandes formulées par la DRIRE à la suite de la visite précédente du 9 avril 1997, en particulier sur la présence de 2,3 kg d'uranium parmi les déchets issus du désentreposage effectué fin 1996.

26

Nogent-sur-Seine (Aube)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

Les membres de la Commission locale d'information ont visité le site de Brennilis le 18 juin (cf. En bref... France).

L'**inspection** du 7 mai a porté sur les relations de l'exploitant avec les services centraux d'EDF et sur l'organisation de l'ingénierie de site. Les inspecteurs ont vérifié la mise en œuvre des dispositions retenues sur quelques dossiers relatifs à des in-

terventions de contrôle et de maintenance sur les circuits primaire et secondaire, programmées au cours de la visite décennale du réacteur 1.

L'**inspection** du 2 juin a porté sur le système de commande et de surveillance des grappes de contrôle de la réactivité du cœur. Les inspecteurs ont vérifié les conditions de réalisation des essais périodiques et des opérations de maintenance préventive des matériels, et notamment des mécanismes de commande des grappes. Les événements d'exploitation concernant ces matériels, dont EDF assure le suivi, ont été examinés.

Réacteur 1

EDF a présenté, aux représentants de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) de Champagne-Ardenne et de l'IPSN, au cours d'une **réunion technique** organisée sur le site le 13 mai, les travaux prévus au cours de la visite complète du réacteur programmée au cours de l'été (première visite décennale).

L'**inspection** du 19 mai a porté sur l'application des référentiels (national et local) pour les travaux de maintenance et de modifications programmés au cours de la visite décennale du réacteur. Les inspecteurs ont particulièrement examiné les écarts détectés entre les programmes de contrôle et les exigences définies pour les matériels de robotique, de chaudronnerie, d'électricité et d'automatismes.

EDF a présenté à ses prestataires et au représentant de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement de Champagne-Ardenne, au cours d'une **réunion technique** le 3 juin, l'organisation retenue dans le domaine de la sécurité du travail pour le chantier de changement du condenseur du réacteur.

EDF a présenté le 9 juin aux représentants de la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement de Champagne-Ardenne et de l'IPSN, au cours d'une **réunion technique** sur le site, les dossiers de réépreuve du circuit primaire du réacteur et de réépreuve de l'enceinte de confinement (bâtiment du réacteur), programmées dans le cadre de la visite décennale du réacteur.

29

Paluel
(Seine-Maritime)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

La Commission locale d'information auprès des centrales de Paluel et de Penly s'est réunie le 2 juin (cf. En bref... France).

Réacteur 2

Un **incident** est survenu le 3 mai : alors que le réacteur était en cours de redémarrage après arrêt pour rechargement en combustible et visite partielle, l'exploitant a constaté que la turbine à combustion du site n'était pas reliée aux alimentations électriques du réacteur.

La turbine à combustion est un groupe électrogène mobile, commun à tous les réacteurs du site. Ce groupe est utilisé en ultime secours sur un réacteur en cas de perte totale des autres sources d'alimentation électrique.

L'exploitant avait demandé à la DSIN une autorisation de déroger aux STE pour réaliser un essai sur un groupe turbo-alternateur de secours. Il s'était engagé à relier préventivement la turbine à combustion aux alimentations électriques du réacteur avant le début de l'essai. La DSIN avait donné son accord.

Le 3 mai, alors que l'essai était déjà engagé, l'exploitant a constaté que la turbine à combustion n'avait pas été reliée aux alimentations électriques du réacteur 2. La situation a immédiatement été corrigée avant poursuite de l'essai.

Un premier événement relatif à l'application d'une dérogation s'étant produit le même jour, le présent incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES** en raison de lacunes d'organisation révélatrices d'un manque de culture de sûreté.

Un **incident** est survenu le 18 mai : 18 m³ d'effluents radioactifs ont été transférés involontairement d'un réservoir du circuit de traitement des effluents usés de l'îlot nucléaire (TEU), situé en zone contrôlée, vers un réservoir du circuit de rejet des effluents nucléaires (KER), situé hors zone contrôlée, ce qui a provoqué

une exposition d'agents travaillant à proximité de ce circuit.

Préalablement à leur rejet, les effluents radioactifs liquides sont dirigés vers différents réservoirs selon leur origine et leur radioactivité. Les effluents faiblement radioactifs de l'îlot nucléaire sont dirigés vers les réservoirs de recueil et de contrôle du circuit TEU avant d'être évacués, lorsque leur radioactivité le permet, vers le circuit de rejet des effluents produits par la centrale (dit circuit KER).

Les règles générales d'exploitation (RGE) prévoient que la vidange d'un réservoir ne doit être effectuée qu'après la réalisation de prélèvements représentatifs de son contenu obtenus par brassage. Un brassage était en cours depuis vingt minutes sur un réservoir TEU lorsque les opérateurs ont constaté la baisse de 18 m³ de son niveau. L'exploitant a alors immédiatement suspendu cette opération.

En fait, sans tenir compte d'une intervention déjà en cours sur les circuits de transfert d'éléments très faiblement radioactifs, l'équipe de conduite a procédé à un positionnement de vanne incompatible avec l'état du circuit. Les 18 m³ de fluide ainsi évacués du réservoir TEU ont circulé à proximité d'un chantier hors zone contrôlée. La dose reçue par les sept agents présents à proximité de la tuyauterie incriminée est estimée entre 13 et 25 µSv, pour une limite annuelle admissible de 5000 µSv pour le grand public et les travailleurs non affectés aux travaux sous rayonnements ionisants.

Cet incident, qui n'a pas eu d'impact sur l'environnement, est pour l'instant classé au **niveau 0** de l'échelle **INES**, en l'attente des résultats de l'analyse en cours.

Réacteur 3

L'objectif de l'**inspection** du 13 mai était d'effectuer des contrôles des différents chantiers en cours (contrôles GV, couvercle, électricité) et tout particulièrement du chantier de remplacement du couvercle de cuve. Les inspecteurs ont mené conjointement avec l'inspecteur du travail des vérifications des données relatives à la dosimétrie et aux horaires de travail.

Un **incident** est survenu le 18 mai : alors que le réacteur était en cours

de rechargement en combustible, l'exploitant a découvert, lors d'une vérification, qu'à la suite d'opérations de maintenance une vanne de la tuyauterie d'amenée d'air aux capteurs du système de mesure de la radioactivité de l'air du bâtiment du réacteur avait été oubliée en position fermée, rendant indisponibles lesdits capteurs.

Cette anomalie, qui a duré 24 heures, aurait dû être détectée lors des contrôles préalables au rechargement en combustible. Dès sa découverte, l'exploitant a procédé à la réouverture de la vanne.

Cet incident n'a pas eu de conséquences pour le personnel et pour l'environnement. En tout état de cause, deux capteurs complémentaires utilisés lors de la manutention du combustible étaient opérationnels, et auraient détecté un éventuel dégagement de gaz radioactifs au-dessus de la piscine du bâtiment 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**.

30

Penly
(Seine-Maritime)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

La Commission locale d'information auprès des centrales de Paluel et de Penly s'est réunie le 2 juin (cf. En bref... France).

Réacteur 2

L'**inspection** du 29 mai a permis de faire le point sur le début d'arrêt du réacteur et de visiter les chantiers en cours pendant cette période. Les thèmes abordés ont notamment été le suivi des prestataires et la prise en compte des risques liés aux différentes interventions.

Phénix
(Voir Marcoule)

32

Romans-sur-Isère (Drôme)

► Usine FBFC (usine de fabrication de combustibles nucléaires)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la campagne de fabrication KNK n° 7 mettant en œuvre de l'uranium enrichi à 20 % (lettre du 11 mai).

L'**inspection** réalisée le 5 mai avait pour but de vérifier que les engagements pris par l'exploitant à la suite des inspections de l'année 1997 avaient été tenus.

L'**inspection** du 19 mai était consacrée à l'examen des premiers résultats de fonctionnement de la nouvelle station de traitement des effluents liquides uranifères du site, installation baptisée NEPTUNE. La réalisation de cet équipement constituait un engagement de la société pris à l'occasion de la procédure administrative, avec enquête publique (cf. revue contrôle n° 122) pour le renouvellement et la modification des autorisations de rejet des effluents.

34

Saclay (Essonne)

► Centre d'études du CEA

Ensemble du site

L'**inspection** du 7 mai a porté sur l'organisation de la formation locale de sécurité (FLS) du centre en matière de lutte contre l'incendie.

L'**inspection** du 14 mai a porté sur les dispositions prises par l'exploitant dans le cadre du plan d'urgence interne (PUI).

Réacteur Osiris

Une **inspection** portant sur la gestion du combustible a été effectuée le 22 juin. Dans un premier temps, les inspecteurs se sont fait présenter les différents documents relatifs au calcul neutronique des configurations de cœur et à la manutention des éléments combustibles neufs et irradiés. La seconde partie de l'inspection a été consacrée à l'examen

des enseignements que l'exploitant tire de la conversion récente du cœur du réacteur au combustible de type « siliciure » (U_3Si_2Al).

Réacteur Isis

Une **inspection** portant sur le fonctionnement général du réacteur a été effectuée le 23 juin 1998. Après avoir fait le point sur la vie du réacteur au cours de l'année écoulée, les inspecteurs ont examiné les documents relatifs à la réalisation de différents contrôles périodiques, et se sont intéressés au formalisme associé à l'utilisation des équipements expérimentaux du réacteur. Une visite des locaux a ensuite été effectuée afin de vérifier la conformité de ces équipements à la description qui en est faite dans les documents de sûreté de l'installation.

Laboratoire d'études de combustibles irradiés (LECI)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** la réalisation des travaux de modification de l'installation actuelle en préalable à la création de la future extension (lettre du 17 juin).

Par délégation du ministre de l'économie, des finances et de l'industrie et de la ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement, le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** une dérogation aux prescriptions techniques MOX pour une teneur en plutonium supérieure à celle autorisée dans l'installation (lettre du 18 juin).

L'**inspection** du 4 juin a porté sur les dispositions en matière de gestion des matières nucléaires prises pour la prévention des risques de criticité et d'exposition aux rayonnements ionisants.

Accélérateur linéaire de Saclay (ALS)

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a donné l'**autorisation** de procéder aux opérations de démontage partiel des équipements de la salle HE3 (lettre du 15 mai).

L'**inspection** du 4 juin a porté essentiellement sur les suites données aux demandes de la DSIN consécutives à la précédente visite de décembre 1997 et en particulier celles relatives à la gestion des déchets et

aux contrôles périodiques d'éléments liés à la sûreté de l'installation.

Saturne

L'**inspection** du 24 juin a porté sur les suites données aux demandes de la DSIN consécutives à la visite précédente de décembre 1997 et sur la vérification de l'application des prescriptions techniques.

Station de traitement des effluents

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a **autorisé** l'exploitant à remplacer son système de contrôle de rayonnements par un nouveau système plus performant.

Un **incident** est survenu le 18 juin : le CEA a constaté la présence d'une flaque de liquide autour de fûts entreposés dans un local de la station de traitement des effluents du Centre de Saclay. D'autres fûts s'étant mis à leur tour à fuir, le CEA a mis en œuvre des opérations de reprise du contenu des fûts qui se sont achevées le dimanche 21 juin, à 20 heures. La station de traitement des effluents de Saclay est destinée à traiter les effluents liquides provenant des différentes installations du Centre. Dans un des locaux de cette installation, inemployé, le CEA a, en 1996, entreposé 53 fûts en acier noir de 200 l contenant des effluents radioactifs liquides.

Le 18 juin matin, lors d'une intervention pour des contrôles électriques, le CEA a constaté la présence d'une flaque liquide autour de ces fûts : ce liquide, qui provenait d'un fût percé à sa base, était un effluent faiblement radioactif de forte acidité (pH = 1). Une opération de pompage a été engagée par le CEA.

Au cours de la nuit du 18 au 19 juin, il est apparu que d'autres fûts, au contact de la flaque, se sont à leur tour mis à fuir du fait de la corrosion par l'acide.

Le 19 juin, le CEA a engagé les opérations de reprise du contenu de l'ensemble des fûts présents dans ce local, afin de le transvaser dans des fûts neufs, certains en inox résistants à la corrosion, d'autres en acier noir. Le bâtiment dans lequel s'effectuaient ces opérations a été entouré à l'extérieur par un périmètre de sécurité. En parallèle, la capacité de rétention du local a été augmentée par la construction d'un muret.

L'Autorité de sûreté, informée le 19 juin de cet incident, a effectué le jour même une inspection afin notamment d'examiner les dispositions prises par l'exploitant.

Le chantier d'intervention mis en place a fonctionné en continu pendant le week-end. Dans la nuit du 19 au 20 juin, le CEA a constaté que les fûts neufs en acier noir utilisés pour recevoir le contenu des fûts anciens se mettaient eux aussi à fuir. Il a donc retransvasé leur contenu dans des fûts en inox.

L'Autorité de sûreté a procédé à une autre inspection le 21 juin 1998, pour s'assurer du bon avancement des opérations de reprise. Ces dernières se sont achevées le 21 juin à 20 h.

Selon l'exploitant, cet incident n'a eu aucune conséquence pour le personnel et pour l'environnement. Cependant, cet incident met en évidence un manque de rigueur de la part de l'exploitant dans le cadre de la gestion de ces effluents :

- les fûts incriminés ont été entreposés dans un local fortement encombré non prévu à cet effet ;
- les fûts n'étaient pas prévus pour résister à la corrosion d'effluents acides.

Du fait de la défaillance des barrières de sûreté, cet incident est classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

Le 23 juin, une troisième **inspection** a permis de faire le point sur l'incident du 18 juin et de vérifier les dispositions annoncées par l'exploitant.

► **Usine de production de radioéléments artificiels - CIS bio international**

L'**inspection** inopinée du 16 juin a principalement porté sur le respect des prescriptions techniques et sur les dispositions correctives prises à la suite du dernier incident survenu dans l'installation.



Saint-Alban (Isère)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

L'**inspection** du 19 mai a eu pour objet de vérifier que le « management » de la sûreté était convenablement exercé aux différents prin-

veaux de l'organisation, et que ses composantes principales, allant de la définition des objectifs à l'évaluation du niveau de sûreté, étaient correctement mises en œuvre.

Les **inspections** du 30 mai et du 30 juin ont porté sur la sûreté de la recharge en combustibles, la gestion des assemblages combustibles et la requalification de la machine de rechargement.

L'**inspection** du 24 juin a porté sur les alimentations électriques des auxiliaires de la centrale, en particulier sur les sources internes de secours. Les inspecteurs ont notamment vérifié l'application par l'exploitant des programmes d'essais et de contrôles prévus par les règles générales d'exploitation et la mise en œuvre des opérations de maintenance préventive conformes aux programmes de base en vigueur.

Réacteur 1

Arrêté fortuitement le 18 mars pour remplacer un pôle défectueux du transformateur électrique principal, le réacteur a été autorisé à redémarrer le 27 avril.

Réacteur 2

Le réacteur est à l'arrêt depuis le 2 avril pour maintenance décennale et renouvellement partiel du combustible. Un incident survenu le 5 juin au moment du rechargement en combustible a quelque peu retardé celui-ci. Le redémarrage du réacteur est prévu début juillet.

Un **incident** est survenu le 21 mars : alors que le réacteur était en cours de mise à l'arrêt, la concentration en bore du circuit primaire a été inférieure pendant 4 minutes à la valeur prescrite par les spécifications techniques d'exploitation (STE).

Le bore est un corps ayant la propriété d'absorber les neutrons produits par la réaction nucléaire. Il est mélangé à l'eau du circuit primaire et permet de contrôler et, le cas échéant, d'arrêter la réaction nucléaire. A l'arrêt, des quantités supplémentaires de bore sont introduites dans le circuit primaire afin de prévenir toute possibilité de redémarrage intempestif de la réaction nucléaire.

Le 21 mars, pour procéder au remplacement d'une pièce défaillante sur le transformateur électrique prin-

cipal, l'exploitant a engagé les opérations visant à mettre le réacteur en arrêt à froid (pression du circuit primaire inférieure ou égale à 31 bar et température inférieure ou égale à 180 °C).

Lors de cette opération, l'exploitant n'a pas procédé dans les délais imposés par les STE à la borication du circuit primaire.

Après analyse, cet incident - initialement classé au niveau 0 - a été reclassé le 25 mai au **niveau 1** de l'échelle **INES** en raison des lacunes constatées dans le processus d'assurance qualité.



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

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 29 mai (cf. En bref... France).

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

Les opérations de mise à l'arrêt définitif de chacun des deux réacteurs se poursuivent normalement suivant le programme prévu. L'exploitant a commencé les opérations d'assainissement des piscines des 2 réacteurs, sur lesquels il poursuit des travaux de réfection partielle du bardage des nefs piles.

L'**inspection** du 30 juin a porté sur les silos d'entreposage de chemises de graphite. Les inspecteurs ont visité l'installation et ont examiné les conditions de déroulement des essais périodiques, en particulier ceux liés au suivi du niveau d'eau.

Centrale B

L'objectif de l'**inspection** inopinée réalisée le 23 juin était de vérifier la bonne application de la règle de fonctionnement à fuite faible, aussi bien sur le réacteur 1 (générateurs de vapeur neufs, famille 1) que sur le réacteur 2 (générateurs de vapeur d'origine, famille 2).

Réacteur B1

Le réacteur qui était à l'arrêt pour rechargement depuis le 21 mars a redémarré le 10 mai.

37

Soulaines-Dhuys (Aube)

► **Centre de stockage de l'Aube**

La Commission locale d'information (CLI) s'est réunie le 28 mai (cf. En bref... France).



Superphénix (Voir Creys-Malville)

39

Tricastin/Pierrelatte (Drôme)

► **Centrale EDF**

Ensemble du site

Le directeur de la sûreté des installations nucléaires a engagé la procédure réglementaire relative à l'implantation sur ce site d'une ICPE dédiée à la fabrication de sources radioactives étalons.

L'**inspection** du 5 mai avait pour objet d'examiner le caractère opérationnel de l'organisation mise en place par la centrale pour la mise en œuvre du plan d'urgence interne (PUI). Les inspecteurs ont abordé les aspects relatifs à l'organisation et au suivi des PUI, à la formation, aux exercices et à la maintenance des moyens des locaux de crise. Une visite de certaines installations a eu lieu.

Un **incident** est survenu dans la nuit du 27 au 28 mai : de violents orages ont provoqué, à 0 h 49, une coupure générale de l'alimentation électrique de plusieurs installations nucléaires du site du Tricastin : installations de l'établissement COGEMA, du Centre CEA de la vallée du Rhône et d'une partie de l'usine FBFC. Ces installations sont alimentées à partir d'un poste électrique commun situé sur l'établissement COGEMA.

La perte totale d'alimentation électrique est un incident dont l'occurrence est anticipée dans les bases de conception des installations nucléaires. Ainsi, dès la perte d'alimentation électrique, les procédures

prévues ont été appliquées : mise en sécurité des équipements, évacuation du personnel, etc. L'alimentation électrique des différentes installations a été rétablie progressivement entre 3 h 00 et 8 h 00.

À l'issue de cette panne, les appareils de détection n'ont enregistré aucune contamination radioactive ou chimique.

En raison d'une défaillance de mode commun ayant affecté les réseaux de ventilation et de surveillance de plusieurs installations et en raison de la durée de la perte de source électrique, cet incident a été classé au **niveau 1** de l'échelle **INES**.

L'**inspection** du 28 mai avait pour but de vérifier la conformité à la doctrine et aux exigences réglementaires en vigueur, des dispositions prises par l'exploitant en matière de confinement, tant statique que dynamique, de l'îlot nucléaire.

L'**inspection** du 30 juin avait pour objet de vérifier la qualité de l'organisation et des matériels mis en œuvre en situation de conduite accidentelle. Les inspecteurs ont effectué par sondage une vérification des procédures en salle de commande ainsi qu'un contrôle en local de l'état des matériels concernés.

Réacteur 1

Le 1^{er} mai, le réacteur a été mis à l'arrêt pour obturer les 2 tubes du générateur de vapeur qui avaient été oubliés lors de la dernière visite partielle. Le réacteur a redémarré le 11 mai.

Le 8 juin, le réacteur a été remis à l'arrêt pour intervenir sur une vanne générant une fuite primaire. Le changement de la vanne ayant été effectué, le réacteur a redémarré le 11 juin.

Réacteur 2

Le réacteur a été mis à l'arrêt le 12 juin pour visite partielle et rechargement en combustible.

L'**inspection** du 11 juin a porté sur le système de protection du réacteur et les automatismes associés.

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

Deux **incidents** similaires sont survenus les 10 et le 17 mai : les appareils de détection et de mesure équipant la cheminée de rejet des

effluents gazeux de l'installation ont enregistré pendant six minutes un dépassement du seuil autorisé pour le rejet des oxydes d'azote.

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

Le 17 mai, comme le 10, un lavage incomplet du produit en cours de traitement (pulpe d' UO_4) a entraîné une libération hors norme d'oxydes d'azote au moment où la pulpe d' UO_4 est transformée en oxyde d'uranium (U_3O_8) par craquage dans un four de calcination. Les dépassements du seuil (167 et 186 mg/m^3 , pour 150 autorisés) ont eu lieu bien que l'installation ait été préalablement arrêtée par les opérateurs sur indication de pré-alarmes.

Les seuils de radioactivité n'ont pas été dépassés ; cet incident n'a pas eu de conséquence sur le personnel et l'environnement.

De tels dépassements se sont déjà produits, en mars et en juin 1996 et plus récemment en janvier et février 1998. L'exploitant travaille à la réalisation d'un équipement destiné au traitement des effluents des unités TU5 (cf Contrôle n° 120) qui à terme devrait permettre d'éviter définitivement le renouvellement de ce type d'incident.

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

L'**inspection** du 28 mai était consacrée aux essais réalisés avant la mise en service de la station de traitement des effluents liquides (STEL) produits par l'atelier TU5. Les inspecteurs ont essentiellement examiné les essais relatifs à la sûreté (exhaustivité des essais, résultats obtenus).

En outre, comme les ateliers TU5 et W avaient subi, dans la nuit précédente, une perte d'alimentation électrique (cf. incident mentionné ci-dessus), les inspecteurs ont procédé à la vérification de la bonne application des dispositions prises pour mettre les installations W et TU5 en état de repli sûr.

L'**inspection** du 25 juin a porté sur la maintenance et l'exploitation de l'atelier TU5 de conversion de nitrates d'uranyle. Les inspecteurs ont vérifié l'application des consignes et des modes opératoires établis pour la réalisation des opérations d'exploitation et de maintenance des installations. Les inspecteurs ont particulièrement examiné les résultats des contrôles périodiques effectués sur les matériels et systèmes importants pour la sûreté (efficacité des filtres à très haute efficacité d'épuration, appareils de mesure des rejets, matériels de transport des poudre d'oxyde d'uranium, etc.).

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

L'**inspection** du 2 juin a porté sur l'évolution de la fabrication des produits et composants de l'établissement dans le cadre de l'abandon de la filière uranium. Les nouvelles fabrications, actuelles ou à venir, ont été présentées, ainsi que la qualification des produits et des procédés réalisés pour la fabrication du nouvel assemblage, AFA-3G, destiné à être chargé prochainement dans les réacteurs.

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

L'**inspection** du 14 mai a porté sur les écarts et anomalies détectés en exploitation. Les inspecteurs ont examiné les conditions dans lesquelles

la sûreté et le retour d'expérience étaient pris en compte dans les procédures internes qui conduisent à qualifier un événement d'« écart » ou d'« incident significatif ».

► **Base chaude opérationnelle du Tricastin (BCOT) (entreposage et maintenance de matériels et d'outillages utilisés dans les centrales nucléaires)**

L'**inspection** du 10 juin a porté sur la conformité des installations au dossier de sûreté : conformité des dispositifs matériels, respect des consignes d'exploitation, conformité des contrôles d'essais périodiques réalisés au titre de la sûreté.

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

L'**inspection** du 10 juin a porté principalement sur le suivi des réseaux de sécurité, en particulier les chaînes de détection de pollution U, les alarmes d'incendie, les explosimètres et les automatismes associés.

► **Etablissement COGEMA Atelier TU2 – Installation nucléaire de base classée secrète (INBS)**

Un **incident** est survenu le 1^{er} mai : à 3 h 27, dans l'atelier TU2, la rupture d'un soufflet métallique placé sur un circuit de procédé en aval du four de réduction de l'oxyde d'uranium U₃O₈ en UO₂ a entraîné une disper-

sion du produit fabriqué dans l'atelier, occasionnant une contamination locale.

Il n'y a pas eu de contamination à l'extérieur de l'atelier, le confinement du local ayant été respecté.

Le contrôle corporel des agents présents sur les lieux lors de l'incident s'est révélé négatif.

Les installations ont été immédiatement mises en sécurité et les opérations de décontamination ont été mises en œuvre.

L'exploitant a proposé de classer cet événement au niveau 0 de l'échelle INES. Compte tenu du dépassement du domaine de fonctionnement autorisé, le Haut-Commissaire à l'énergie atomique, Autorité de sûreté des INBS, classe cet incident au **niveau 1**.

40

Veurey-Voroize
(Isère)

► **Société industrielle de combustible nucléaire (SICN)**

L'**inspection** du 5 juin était principalement destinée à s'assurer de la qualité de l'organisation du site en cas de crise. Dans ce cadre, les dispositions organisationnelles internes et externes de l'exploitant, ainsi que la mise en œuvre des moyens associés sur la conduite à tenir et la communication, ont été plus spécialement étudiés.

Les rejets dans l'environnement ont été également examinés.

Réunions et visites techniques hors installations nucléaires

Dans le cadre de l'aménagement des conditions d'approvisionnement des produits nécessaires aux fabrications de certains composants destinés aux circuits primaires et secondaires principaux des REP d'EDF, des **visites techniques** sont effectuées par le BCCN auprès de fournisseurs d'acier afin de reconnaître leur capacité à fournir des produits de qualité. Ont fait l'objet de telles visites techniques : l'usine ASCOMETAL de Fos-sur-Mer (13) les 5 et 6 mai, l'usine TEC-PHY de Firminy les 11 et 12 mai, l'usine COGNE d'Aoste (Italie) les 27 et 28 mai, l'usine d'IMPHY SA les 22 et 23 juin.

Le 14 mai, une **réunion technique** a réuni le groupe de travail « matériaux » commun au BCCN, à Framatome et à EDF pour débattre des exigences sur les propriétés des matériaux à faire figurer dans la future réglementation sur la construction des chaudières et circuits connectés.

Le 18 mai 1998, une **réunion technique** organisée à Paris a permis à EDF de présenter au BCCN et au DES l'état d'avancement des études faisant suite à la revue de conception des internes de GV (en particulier celles relatives aux vibrations des enveloppes de faisceau).

Le 25 mai s'est tenue dans les locaux du BCCN une **réunion technique** avec les représentants de l'EPN concernant le programme de contrôle des faisceaux tubulaires des générateurs de vapeur à mettre en œuvre en 1999.

L'**inspection** du 6 mai sur le site de Cattenom portait sur l'assurance de la qualité des colis de résines usées produits par l'unité mobile d'enrobage MERCURE. Elle s'est effectuée en présence de l'ANDRA, exploitant du Centre de stockage de l'Aube et destinataire des colis de déchets.

Le 9 juin une **réunion technique** a été organisée dans les locaux du BCCN au cours de laquelle EDF a présenté un dossier de justification de l'aptitude d'une vanne d'isolement vapeur à constituer une pièce de rechange, alors qu'elle avait subi un incident lors de la phase d'essais préliminaires du réacteur 1 de Dampierre en 1979.

Le 10 juin une **réunion technique** du groupe de travail « dossier mines » commun au BCCN, à Framatome et à EDF a eu lieu pour débattre des exigences relatives à la fabrication des composants des chaudières dans le cadre de la future réglementation, notamment sur les pièces soumises à qualification.

Le 11 juin, une **réunion** de lancement a réuni la société Transnucléaire (Paris) le BCCN, la 1^{re} sous-direction de la DSIN et l'IPSN pour débattre des conditions d'intervention du BCCN dans le contrôle de la fabrication d'emballages de transport de matières radioactives, ainsi que des premiers contrôles en usine à envisager.

Les 11 et 12 juin, une **visite technique** a été organisée à l'usine GEC-Alsthom VELAN de Lyon pour vérifier les conditions de fabrication d'organes de robinetterie destinés à être montés sur les réacteurs de Lingao ou à servir de pièces de rechange pour les réacteurs d'EDF.

Le 12 juin, une **réunion technique** a eu lieu dans les locaux d'EDF/UTO à Noisy-Le-Grand, au cours de laquelle EDF a présenté au BCCN le bilan des interventions de maintenance des faisceaux tubulaires de générateurs de vapeur réalisées en 1997 ainsi que les perspectives d'évolution des dossiers correspondants.

L'**inspection** réalisée le 15 juin a permis de faire le point sur l'état d'avancement des connaissances acquises par l'ANDRA en matière de recensement des informations disponibles sur les déchets non admissibles pour le stockage en surface et en matière d'assurance de la qualité liée au futur agrément des colis correspondants en vue de leur stockage. L'organisation mise en place par l'ANDRA pour traiter ce sujet a été examinée, ainsi que les demandes de l'ANDRA aux producteurs de déchets et les réponses transmises à ce jour.

Une **réunion technique** s'est tenue le 29 juin 1998 à Paris pour examiner le volet « fragilisation des matériaux » présenté par EDF en support au dossier de justification de la tenue en service des cuves des REP.

Le transport des matières radioactives

– Certificats délivrés

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

Requérant(s)	Cote du certificat	Type du certificat	Date du certificat	Référence du certificat	Nature du transport
ATEA	F/220/B(U)lc	Prorogation	06/05/98	DSIN/GRE/SD1/N° 105/98	Sources radioactives
IPSN	F/530/X	Arrangement spécial	12/05/98	DSIN/GRE/SD1/N° 113/98	Porte-source d'un irradiateur
Cégélec	F/532/X	Arrangement spécial	13/05/98	DSIN/GRE/SD1/N° 114/98	Sources radioactives
Transnucléaire	F/007/B(U)F Gf	Extension	20/05/98	DSIN/GRE/SD1/N° 116/98	Éléments combustibles irradiés de type MTR
Cégélec	F/531/X	Arrangement spécial	20/05/98	DSIN/GRE/SD1/N° 117/98	Source radioactive
Transnucléaire	F/007/B(U)F Gg	Extension	29/05/98	DSIN/GRE/SD1/N° 123/98	Éléments combustibles irradiés de type MTR
Cégélec	F/533/X	Arrangement spécial	12/06/98	DSIN/GRE/SD1/N° 131/98	Source radioactive
Transnucléaire	F/290/B(U)F-85 Ef	Extension	23/06/98	DSIN/GRE/SD1/N° 134/98	Poudre de PuO ₂
Transnucléaire	F/536/X	Arrangement spécial	26/06/98	DSIN/GRE/SD1/N° 137/98	Crayons combustibles MOX non irradiés
Transnucléaire NCS	F/538/AF k	Validation	26/06/98	DSIN/GRE/SD1/N° 138/98	UF ₆

∴

Contamination des convois de transport

A la demande du Premier ministre, André-Claude Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), lui a remis le 13 mai 1998 **un rapport portant sur la contamination des convois de transport de combustibles irradiés d'EDF.**

Ce rapport fait apparaître les éléments suivants :

– **Au plan sanitaire**, il ressort des premières investigations que le non-respect de la norme de 4 becquerels par cm² n'a pas eu de conséquences, les réglementations sanitaires ayant été respectées, tant pour les travailleurs COGEMA du terminal de Valognes

que pour le public. Bien que restant à préciser, les doses susceptibles d'avoir été reçues par le personnel de la SNCF doivent a priori être très nettement inférieures à celles reçues par le personnel COGEMA.

– **Au plan technique**, il apparaît que la contamination des convois est due à un manque de rigueur – tant technique qu'organisationnel – de la part de l'expéditeur des convois, EDF.

Les contaminations constatées montrent une absence de maîtrise de la décontamination des convois expédiés par certains sites EDF : tant la propreté du bâtiment des combustibles que la qualité de la décontamination et la qualité du contrôle de la décontamina-

tion doivent être améliorées. Le contrôle au départ des convois, tel qu'il est pratiqué par EDF, ne garantit pas en effet l'absence totale de contamination externe des convois au regard des seuils réglementaires.

– Enfin, la situation constatée provient aussi de **l'insuffisance du contrôle exercé depuis plusieurs années au nom de l'Etat.**

Dans son rapport, André-Claude Lacoste propose qu'un certain nombre de mesures soient engagées :

– les dispositions déjà prises pour améliorer les méthodes de décontamination et de mesure des emballages doivent être étendues aux wagons ;

– les terminaux ferroviaires – Valognes et les autres terminaux appartenant à des exploitants nucléaires – doivent être décontaminés ;

– la SNCF, sa direction, les médecins du travail et les syndicats doivent être associés à la réflexion avant toute reprise des transports ;

– des contrôles de dosimétrie et de radioactivité des convois doivent être mis en œuvre par les pouvoirs publics, en complément des mesures effectuées par les exploitants ;

– pour sa part, la DSIN renforcera en 1998 la politique d'inspection engagée en 1997. Des contrôles seront effectués chez les concepteurs, constructeurs, utilisateurs, expéditeurs et leurs sous-traitants.

– au plan de l'information, le champ d'application de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) sera étendu au transport des matières radioactives, afin de faciliter la compréhension par le public et les médias du niveau de gravité des événements survenant dans ce domaine.

∴

Dans une lettre adressée à EDF le 27 mai, la ministre de l'aménagement du territoire et de l'environnement, le secrétaire d'Etat à la santé et le secrétaire d'Etat à l'industrie ont demandé à l'entreprise de rendre compte, avant la fin du mois de juin, des mesures permettant d'assurer avec une plus grande rigueur la décontamination et le contrôle des emballages de transport de combustibles usés au départ de ses sites. Ces mesures ont été présentées par EDF à la DSIN, qui, après examen, a donné le 30 juin son **accord à la reprise des transports de combustible usé expédié à partir des centrales EDF.**

Cette reprise aura lieu dans les prochains jours. Elle s'effectuera progressivement, site par site, après contrôle par les services de l'Autorité de sûreté et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) du respect des dispositions prévues dans le cadre du plan présenté par EDF.

La DSIN a informé la SNCF de cette décision. A titre de précaution, la SNCF avait décidé le 6 mai de suspendre tout transport par fer de combustibles usés dans l'attente d'informations complémentaires sur l'impact radiologique dû à la contamination des convois. Les contrôles effectués depuis lors par l'OPRI ont confirmé l'absence d'impact sanitaire causé par cette contamination.

∴

Le 3 juin, le directeur de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) a donné à EDF son **accord à la reprise des transports de combustible neuf en direction des centrales nucléaires d'EDF.**

A la suite des défauts constatés sur la chaîne de transport des combustibles usés, EDF avait décidé de différer les transports de combustible neuf vers ses centrales, ainsi que les réexpéditions des emballages vides de transport vers les sites de fabrication du combustible, afin de procéder aux vérifications nécessaires sur leurs niveaux de contamination.

∴

– Les inspections

Bugey (Ain)

L'**inspection** du 19 juin a eu pour objet la vérification de la conformité à la réglementation des transports de combustibles irradiés effectués au départ de la centrale de Bugey.

Blayais (Gironde)

L'**inspection** du 18 mai a eu pour objet d'examiner les conditions de chargement et de déchargement des châteaux de transport de combustibles irradiés sur le terminal ferroviaire de la centrale.

Chinon B (Indre-et-Loire)

L'**inspection** du 12 mai avait pour objet principal de faire un état des lieux sur les opérations de transport du combustible, notamment sur les modalités d'organisation et de

contrôle des opérations d'expédition des combustibles usagés vers l'usine de retraitement COGEMA de La Hague. Les inspecteurs ont aussi procédé à une inspection du terminal ferroviaire utilisé par le site pour les réceptions-expéditions de combustible.

Cruas (Ardèche)

L'**inspection** du 3 juin a porté sur l'organisation du site visant à assurer le suivi du transport des matières radioactives. Les inspecteurs ont examiné les notes du manuel qualité couvrant ce domaine et les pratiques de l'exploitant au regard des exigences prévues par la notice de la société Transnucléaire dans le cas du transport du combustible irradié, et ont approfondi les circonstances du déraillement d'un wagon transportant du combustible irradié qui a eu lieu le 30 juin 1997.

Dampierre (Loiret)

L'**inspection** du 12 mai avait pour objet principal de faire un état des lieux sur les opérations de transport du combustible, notamment sur les modalités d'organisation et de contrôle des opérations d'expédition des combustibles usagés vers le centre de stockage de la Manche. Les inspecteurs ont aussi procédé à une inspection du terminal ferroviaire utilisé par le site pour les expéditions de combustible.

Gravelines (Nord)

L'**inspection** du 18 mai a été décidée et ajoutée au programme des inspections à la suite des différents problèmes de contamination des convois de combustibles irradiés et notamment le convoi GRA 1 de novembre 1997 (wagon trouvé uniformément contaminé à l'arrivée en gare de Valognes). Les inspecteurs ont demandé à l'exploitant de présenter les résultats de son enquête interne. Les différentes phases du chargement et du contrôle ont été détaillées avec des schémas et des commentaires des opérateurs. Un examen de ces différentes opérations sera réalisé par les inspecteurs dès la reprise de l'activité de transport.

Marcoule (Gard)

L'**inspection** du 29 mai a été consacrée aux transports de matières radioactives sur la voie publique au départ de la centrale Phénix

et a permis aux inspecteurs d'examiner l'organisation mise en place par l'exploitant de l'installation pour assumer ses responsabilités d'expéditeur.

Paluel (Seine-Maritime)

Le but de l'**inspection** du 7 mai a été de faire le point des contaminations présentes sur les emballages de transport de combustibles irradiés au départ de Paluel. La mise en place des mesures correctives a été examinée en détail. Le contrôle des contaminations avant sortie du site a été notablement amélioré. Une visite des installations et du terminal ferroviaire a été effectuée.

L'**inspection** inopinée du 15 mai a permis de vérifier que la centrale de Paluel respecte les engagements pris vis-à-vis de l'Autorité de sûreté.

Saint-Laurent-des-Eaux **Centrale B**

L'**inspection** du 12 mai avait pour objet principal de faire un premier état des lieux sur les opérations de transport du combustible, notamment sur l'expédition des combustibles usagés vers le centre de stockage de La Hague. Les inspecteurs se sont également rendus sur le terminal rail-route utilisé par le site pour les réceptions-expéditions de combustible.

Soulaines-Dhuys (Aube)

L'**inspection** du 18 mai a porté sur les contrôles radiologiques effectués sur le terminal ferroviaire de Brienne-le-Château. Les inspecteurs ont examiné les modalités de réception et de contrôle radiologique des wagons de transport et des colis de déchets sur le terminal ferroviaire, la surveillance radiologique du site (matériels et environnement) et les dispositions prévues en cas de contamination.

Tricastin/Pierrelatte (Drôme)

L'**inspection** du 11 mai a porté sur l'organisation mise en place par l'exploitant pour assurer le suivi du transport des matières radioactives. Les inspecteurs ont examiné les notes du manuel qualité se rapportant à ce sujet et les gammes d'intervention remplies. Ils ont ensuite effectué une visite dans le bâtiment du combustible au moment où s'opéraient des contrôles pour vérifier l'absence

de contamination d'un colis renfermant du combustible irradié.

Un **incident** est survenu le 9 juin : le directeur de l'établissement COGEMA de Pierrelatte a été informé de l'existence d'une contamination radioactive localisée entre deux traverses de la voie ferroviaire desservant le site nucléaire du Tricastin.

Cette découverte a eu lieu dans le cadre d'un programme de contrôle général des voies de transport récemment engagé par EDF.

Les mesures de radioactivité effectuées par EDF, COGEMA et l'OPRI ont révélé un débit de dose à 1 mètre de 0,25 microsievert/heure. En d'autres termes, une personne, séjournant 24 heures sur 24 à 1 mètre de ce point de contamination pendant un an, recevrait une dose de 2,2 millisieverts. Cette quantité est à comparer à la limite réglementaire, pour le public, de 5 millisieverts par an et à l'exposition à la radioactivité naturelle qui est de l'ordre de 2,3 millisieverts par an.

L'analyse des prélèvements de sol réalisés a montré que la contamination était due à une présence d'uranium. L'assainissement de la portion de voie incriminée a eu lieu du 10 au 11 juin. Les traverses et le ballast contaminés ont été récupérés. Cet assainissement a permis de confirmer la présence de nitrate d'uranyle.

Selon l'exploitant de l'établissement COGEMA, cette contamination aurait pour origine une fuite, constatée le 29 juillet 1992, sur un conteneur de transport de nitrate d'uranyle à destination d'une installation nucléaire militaire de la COGEMA.

Cet événement n'a eu de conséquence ni pour le public ni pour l'environnement.

S'agissant d'une pollution liée au transport de matières radioactives en dehors du périmètre d'une INB, cet incident ne fait pas l'objet d'un classement sur l'échelle INES qui n'a pas encore été adaptée à ce type d'incident.

Réunion extraordinaire de la Commission spéciale et permanente d'information (CSPI) de La Hague

A la suite des différents constats de contamination des convois de transport de combustibles irradiés d'Electricité de France, Bernard Cazeneuve, président de la CSPI, a décidé de réunir la CSPI en session extraordinaire le 14 mai à l'Assemblée Nationale.

Cette réunion a permis à la CSPI d'auditionner le Directeur de la sûreté des installations nucléaires, le président de l'OPRI, le Directeur de l'IPSN ainsi que les exploitants, EDF et COGEMA, et ceci en présence de la presse.

∴

- Réunion hors installations nucléaires

Allemagne, Royaume Uni, Suisse

Le 22 juin s'est tenue à Paris une réunion des Autorités responsables du contrôle des transports de matières radioactives en Allemagne, au Royaume-Uni, en Suisse et en France ; cette réunion, qui faisait suite à une première réunion à Cologne entre les représentants allemand, suisse et français, avait pour but d'examiner les enseignements à tirer en commun des récents incidents de contamination de convois de combustibles irradiés.

En bref... France

Réunion de la Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB)

La CIINB s'est réunie en séance plénière le 12 juin, présidée par Monsieur Galmot, afin d'examiner deux projets de textes :

- un projet de décret individuel, présenté par la direction de la sûreté des installations nucléaires, concernant le démantèlement de l'ancienne centrale nucléaire des Ardennes (Chooz A) ;

- un projet de décret réglementaire, présenté par la direction des relations du travail, concernant la dosimétrie opérationnelle, la dosimétrie film et la certification des entreprises et modifiant le décret n° 75-306 du 28 avril 1975 modifié, relatif à la protection des travailleurs dans les installations nucléaires de base.

La Commission a donné un avis favorable aux textes qui lui étaient soumis, en proposant quelques modifications.

Réunions du Groupe permanent « réacteurs »

Le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs nucléaires s'est réuni à 4 reprises au mois de juin :

- le 4 juin, puis le 17 juin à Garching en Allemagne en réunion commune avec son homologue allemand la RSK, il a poursuivi l'étude des problèmes de sûreté posés par le futur réacteur EPR, en examinant les exigences générales de sûreté applicables aux différents systèmes, et les risques rencontrés en situation d'arrêt du réacteur ;

- le 11 juin, il a examiné le fonctionnement du système de mesure du niveau d'eau dans la cuve des réacteurs, élément fondamental pour la conduite en situation incidente ou accidentelle (approche par états) ;

- le 25 juin, il a bénéficié d'une présentation du projet d'arrêté destiné à régir l'exploitation des circuits primaire et secondaire principaux des réacteurs à eau sous pression.

Forum DSIN/DIN

Les 18 et 19 juin une quarantaine d'inspecteurs des divisions des installations nucléaires des DRIRE ayant en charge l'inspection des REP ont participé à un forum consacré au « traitement des indications découvertes sur le CPP (circuit primaire principal) et le CSP (circuit secondaire principal) lors des arrêts de tranche ».

Ce forum, organisé par le BCCN, a permis de transférer aux DIN les méthodes de travail et les connaissances nécessaires pour surveiller le traitement de ces problèmes par l'exploitant.

Réunions à la préfecture des Ardennes

- Distribution de comprimés d'iode stable et situation technique des réacteurs de Chooz

Le 4 juin, le préfet des Ardennes a dressé un premier bilan, devant les chefs de services du département des Ardennes, de l'opération de distribution de comprimés d'iode stable effectuée à la fin de l'année 1997 dans la région de Chooz. Ce bilan avait été préalablement présenté devant les maires des communes concernées, au cours d'une réunion organisée à Chooz le 28 mai par la préfecture.

Au cours de la réunion du 4 juin, le représentant de la DRIRE Champagne-Ardenne a présenté la situation technique des deux réacteurs de Chooz (arrêtés depuis le mois de février 1998 pour des travaux sur les turbines) et les contrôles décidés à la suite de l'incident survenu le 12 mai sur le réacteur 1 de Civaux qui est de conception identique à celle des réacteurs de Chooz.

- Projet de chloration des circuits de refroidissement

Le représentant du préfet des Ardennes a réuni les services de l'Etat concernés (Direction départementale des affaires sanitaires et sociales, Service de la navigation de la Meuse, Direction régionale de l'environnement, Direction régionale de l'industrie de la recherche et de l'environ-

nement de Champagne-Ardenne) et les représentants d'EDF sur le projet de chloration des circuits de refroidissement des deux réacteurs présenté par la centrale de Chooz pour la prévention de la prolifération des amibes au cours de la période estivale. Ce projet actualisé avait été transmis pour une consultation des services concernés le 16 avril. EDF a précisé un certain nombre de dispositions, en ce qui concerne le suivi des amibes dans l'environnement et dans les installations, ainsi que pour la surveillance des rejets en Meuse. Les représentants des services présents ont fait part de leurs avis sur le projet présenté.

Exercice de crise nucléaire à la centrale nucléaire de Belleville

Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le jeudi 7 mai de 7 h 30 à 17 h à la centrale nucléaire de Belleville. Cet exercice a permis de tester l'organisation que mettraient en place EDF et les pouvoirs publics pour faire face à un accident nucléaire.

Cet exercice a principalement mobilisé les équipes de crise :

- de la préfecture du Cher. Le poste de commandement fixe (PCF) installé à la préfecture regroupait les principaux services de l'Etat (pompiers, gendarmerie, DRIRE, DDE, DDASS, ...) et des représentants de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) du ministère de l'intérieur. Un point de regroupement et de gestion des moyens (PRGM) et un centre de presse de proximité ont été mis en place à Boulleret. Par ailleurs, l'exercice a permis le « grément » d'une cellule de crise à la préfecture de la Nièvre ;

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

- d'EDF, au niveau national et sur le site de Belleville ;

- de la Direction générale de la santé (DGS) et de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), qui a mis en place un centre de crise dans ses locaux du Vésinet.

Les populations des communes de Belleville-sur-Loire (Cher) et de Neuvy-sur-

Loire (Nièvre) ont été associées à l'exercice. Il a été procédé à l'alerte (par le passage de véhicules dotés de haut-parleurs diffusant le code national d'alerte) ainsi qu'à la mise à l'abri des habitants d'une partie des deux communes (environ 1700 personnes).

La situation accidentelle retenue dans le scénario de l'exercice comprenait plusieurs défaillances successives sur le réacteur nucléaire fictif numéro 3 de la centrale de Belleville. Le scénario a débuté par la perte totale des alimentations électriques extérieures du site. Une fuite est ensuite apparue sur le circuit primaire du réacteur : du fait d'un défaut d'étanchéité sur une vanne, de l'eau du circuit primaire s'est écoulée vers un réservoir de stockage situé à l'extérieur du bâtiment, entraînant un risque de rejets radioactifs à l'extérieur.

De nouvelles défaillances provoquant la perte des deux voies d'injection de sécurité ont entraîné un risque de fusion du cœur du réacteur. A titre de précaution, la DSIN a recommandé au Préfet de procéder à la mise à l'abri des populations dans un rayon de 2 km autour du site.

Des moyens redondants pour assurer le refroidissement du cœur du réacteur ont pu être mis en service dans l'après-midi avant le début du découvrement du cœur, permettant ainsi la levée des mesures de protection des populations.

La situation considérée aurait conduit à classer cet incident au niveau 4 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) qui compte 7 niveaux.

Une réunion d'évaluation générale de l'exercice réunissant l'ensemble des représentants des différents acteurs de l'exercice a eu lieu le 17 juin dans les locaux de la DSIN à Paris.

Réunion du bureau de la CLI du Blayais

Le bureau de la Commission locale d'information (CLI) du Blayais s'est réuni le 15 mai au Conseil général de la Gironde pour examiner notamment les problèmes de contamination des châteaux de transport de combustibles irradiés. En outre, il a été procédé à une présentation de l'incident survenu le 12 mai sur le réacteur 1 de Civaux.

Réunions du groupe « communication » de la CLI de Cadarache

Le groupe « communication » de la Commission locale d'information de Cadarache s'est réuni les 20 mai, 10 juin et 24 juin pour la mise au point des numéros 4 et 5 de la lettre de la CLI.

Réunion de la CLI de Civaux

La CLI de Civaux s'est réunie en assemblée générale extraordinaire le 17 juin pour débattre de l'incident du 12 mai et de la prévention du risque amibien.



Réunion de la Commission de surveillance de la centrale de Fessenheim

La Commission de surveillance de la centrale de Fessenheim s'est réunie le 25 juin. Un nouveau président, M. Pierre Schmitt, a été désigné.

Le bilan du fonctionnement de la centrale au cours du premier semestre 1998 a été présenté.

Les laboratoires chargés de la future expertise concernant l'étude radio-écologique dans l'environnement de la centrale ont été choisis.

Un point sur les transports de déchets radioactifs à partir de Fessenheim a été fait.

Réunion de la CLI du Gard (Marcoule)

La Commission locale d'information (CLI) du Gard s'est réunie en assemblée générale le 22 juin sous la présidence de M. Vidal, président délégué de la CLI.

Au cours de cette réunion, la CLI et les exploitants du site ont présenté leur bilan annuel 1997. La DRIRE a pour sa part exposé son action de contrôle de la sûreté des installations en 1997.

Un certain nombre de questions ont été posées par l'assistance, notamment en ce

qui concerne le traitement des déchets et des rejets.

Une demande de visite de certaines installations secrètes a également été formulée par les membres de la CLI.

Réunion de la CLI de Golfech

La CLI de Golfech s'est réunie en assemblée générale le 17 juin pour débattre de la prévention du risque amibien, des problèmes de contamination des châteaux de transport de combustibles irradiés et du débordement de la piscine du bâtiment du réacteur lors de l'arrêt du réacteur 1. En outre, les modalités de transmission d'informations de la centrale à la CLI ont été évoquées.

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

Le préfet de la Haute-Marne a réuni le 25 mai le bureau de l'ILCI. Les travaux ont porté sur les mesures d'accompagnement économique du projet de laboratoire souterrain et sur la poursuite du programme d'action de l'instance locale, pour l'information du public (organisation de conférences locales) et des membres de l'instance (visites d'installations industrielles ou de recherche).

Exercice de crise nucléaire à l'établissement COGEMA de La Hague

Un exercice de crise nucléaire a eu lieu le mardi 16 juin à l'établissement COGEMA de La Hague. Cet exercice a permis de tester l'organisation que mettraient en place COGEMA et les pouvoirs publics afin de faire face à un accident nucléaire.

L'exercice, qui s'est déroulé de 9 h à 15 h environ, a mobilisé principalement les équipes de crise de :

- la préfecture du département de la Manche. Le poste de commandement fixe (PCF) a été mis en place à la préfecture de Saint-Lô et a regroupé les principaux services de l'Etat (pompiers, gendarmerie, DRIRE, DDE, DDASS, ...) ainsi que des représentants de la Mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) du ministère de l'intérieur ;

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

- COGEMA, au niveau national et sur le site de La Hague ;

- l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), qui a mis en place un centre de crise dans ses locaux du Vésinet ;

- Météo France.

Le scénario d'accident retenu pour l'exercice a débuté par la chute d'un avion militaire sur le site de l'usine de la Hague. Cette chute a provoqué deux incendies, l'un touchant l'avion lui-même et l'autre concernant huit fûts de solvant organique contenant des éléments radioactifs en faible quantité. Les deux incendies ont été maîtrisés à 10 h 15 et l'impact des rejets liés à l'incendie a été négligeable. L'exercice a continué avec l'incendie de solvants organiques provenant d'une fuite sur les cuves d'un autre atelier. Sur recommandation de la DSIN, le préfet a décidé, à titre de précaution, la mise à l'abri (fictive dans le cadre de cet exercice) des habitants de la zone sous le vent. L'incendie ayant été maîtrisé vers 13 h 30, le préfet a levé la consigne de mise à l'abri après 14 h.

L'incident simulé au cours de cet exercice aurait été classé au niveau 3 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES) qui compte 7 niveaux.

Une réunion d'évaluation générale de l'exercice réunissant l'ensemble des représentants des différents acteurs de l'exercice a eu lieu le 16 juillet 1998 dans les locaux de la DSIN à Paris.

CLI de Nogent-sur-Seine

Les membres de la Commission locale d'information (CLI) auprès de la centrale de Nogent-sur-Seine ont visité la centrale des Monts d'Arrée (Brennilis) le 18 juin.

Réunion de la CLI de Paluel/Penly

La Commission locale d'information (CLI) auprès des centrales de Paluel et de Penly s'est réunie le 2 juin afin de préparer le

2^e numéro de la lettre d'information de la CLI et de définir l'ordre du jour de la prochaine assemblée générale.

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



La Commission locale d'information (CLI) auprès de la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux s'est réunie le 29 mai au Conseil général du Loir-et-Cher à Blois.

Lors de cette réunion, les problèmes de transport de combustible usé ont été abordés en présence de représentants de la société Transnucléaire.

Réunion de la CLI de Soulaïnes

La Commission locale d'information (CLI) auprès du Centre de stockage de l'Aube à Soulaïnes s'est réunie le 28 mai sur l'ordre du jour suivant :

- présentation par l'ANDRA du bilan d'activité 1997 (exploitation du Centre, surveillance de l'environnement, événements et incidents d'exploitation) ;

- présentation par la DRIRE Champagne-Ardenne du premier bilan de l'inspection effectuée le 18 mai sur le terminal ferroviaire de Brienne-le-Château, consacrée aux contrôles radiologiques des wagons, des colis réceptionnés et des installations du terminal ;

- projets d'actions pour l'année 1998.

Relations internationales

AIEA

Des représentants de la DSIN ont participé à plusieurs réunions organisées par l'AIEA : celle du groupe TRANSSAC (du 4 au 8 mai) à laquelle participaient également deux représentants de l'IPSN, et la quatrième réunion de l'Advisory Committee on Safety Standards (ACSS) du 2 au 4 juin, au cours de laquelle ont été approuvés huit documents à caractère réglementaire, préparés par les groupes NUSSAC, WASSAC et RASSAC.

Du 15 au 18 juin, a eu lieu à la demande de l'Autorité de sûreté, la mission de suivi de la mission OSART qui s'était déroulée en novembre 1996 sur le site de Dampierre. Les experts de l'Agence ont constaté que la centrale a réalisé des progrès importants sur tous les points mentionnés en novembre 1996, même si certains restent encore à améliorer.

Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE

Quatre inspecteurs de l'Autorité de sûreté française ont participé à un séminaire organisé par le Groupe de travail sur les pratiques en matière d'inspection (WGIP), qui s'intéresse principalement aux réacteurs électronucléaires. Ce séminaire, le quatrième du genre, a eu lieu du 8 au 11 juin à Prague et a rassemblé 53 participants provenant de 20 pays différents, dont plusieurs pays d'Europe de l'Est, qui avaient été invités. Trois sujets ont fait l'objet de discussions approfondies par petits groupes de travail, et de recommandations :

- l'inspection et le vieillissement des réacteurs ;
- l'utilisation de résultats d'analyses de risques dans le choix des inspections ;
- l'impact de l'évolution du statut des exploitants (déréglementation, privatisation, etc.) sur la pratique des inspections.

Le séminaire a été suivi d'une visite de la centrale nucléaire de Temelin (deux réac-

teurs de conception russe VVER de 1000 MWe en construction).

D'autre part, l'Autorité de sûreté a participé à la réunion du Comité sur les activités nucléaires réglementaires (CNRA) qui a eu lieu les 22 et 23 juin, et a traité notamment du vieillissement des composants et des procédures.

Union européenne - groupe CONCERT

Le groupe CONCERT, qui comprend les Autorités de sûreté des pays de l'Union européenne et celles des pays d'Europe de l'Est, s'est réuni du 16 au 19 juin à Ljubljana.



Plusieurs Autorités de sûreté d'Europe de l'Est ont présenté les évolutions survenues au sein de leurs organismes respectifs. Une part importante des discussions a été consacrée à l'examen par les Autorités de sûreté des rapports présentés par les exploitants lors des procédures d'autorisation des installations nucléaires.

Afin d'aider les Autorités d'Europe de l'Est à organiser le contrôle des dispositions prises pour renforcer la sûreté des systèmes informatiques lors du passage à l'an 2000, un exposé sur les pratiques à mettre en œuvre par les exploitants de centrales nucléaires a été présenté par un expert de l'Autorité britannique.

Allemagne

La Commission franco-allemande pour les questions de sûreté des installations nucléaires (DFK) a tenu sa 25^e réunion plénière les 19 et 20 mai à Stuttgart en Allemagne. Les délégations étaient conduites, pour la République Fédérale d'Allemagne, par la Direction chargée de la sûreté nucléaire du ministère fédéral de l'environnement et, pour la France, par la DSIN. Ont également participé à cette réunion, du côté allemand, des représentants des Länder de Bade-Wurtemberg, de Rhénanie-Palatinat et de Sarre, et, du côté français, des représentants de différents services de l'Etat, nationaux et locaux, ainsi que des experts des deux Etats.

La Commission a pris connaissance des rapports de ses groupes de travail et a défini les orientations des travaux futurs. Elle continuera à traiter des questions relatives à la sûreté et à la radioprotection des centrales nucléaires frontalières. La Commission s'est notamment penchée sur les points suivants :

– Echange d'informations sur le fonctionnement des centrales de référence

La Commission a pris connaissance des événements survenus sur les centrales frontalières. Elle a notamment été informée en détail des résultats des contrôles et de la stratégie adoptée concernant les couvercles de cuves de Fessenheim et de Cattenom. Elle a également été informée des premiers résultats des discussions sur le classement des incidents dans l'échelle INES.

– Exercices de crise

La Commission a discuté des exercices de mise en œuvre des plans d'urgence prévus, dans les prochaines années, sur les centrales de Fessenheim et de Cattenom, et des modalités d'association d'observateurs et de participants allemands à ces exercices. Elle a, en outre, approuvé le rapport élaboré par l'un de ses groupes de travail sur les mesures dans l'environnement en cas d'accident ; elle a décidé de rendre public ce rapport.

– Rejets de produits radioactifs par les centrales frontalières

La Commission a approuvé le rapport élaboré par l'un de ses groupes de travail sur l'impact radiologique de dix années de

fonctionnement de Cattenom 1 et de Philippsburg 2 ; elle a décidé de rendre public ce rapport.

– Modèle commun de dispersion atmosphérique

La Commission a adopté le rapport relatif à la mise en œuvre du modèle franco-allemand de dispersion atmosphérique élaboré par le même groupe de travail.

La Commission a été informée des travaux du Comité de direction franco-allemand sur la sûreté nucléaire (DFD) concernant les options de sûreté du projet franco-allemand de réacteur du futur (EPR).

Le 29 mai, deux inspecteurs allemands du Land de Rhénanie-Palatinat ont participé à une inspection effectuée pendant l'arrêt annuel du réacteur 2 de Cattenom ; cette visite a porté en particulier sur le chantier de changement du couvercle de la cuve du réacteur. Elle s'inscrit dans le cadre du programme d'inspections croisées mis en place par les Autorités de sûreté allemande et française.

Belgique

Le 15 juin, le BCCN a accueilli à Dijon des représentants d'AVN, qui assure l'inspection des centrales nucléaires en Belgique, pour exposer la démarche adoptée en France par l'Autorité de sûreté pour les problèmes de fissuration d'adaptateurs de couvercles de cuve en alliage 600.

Chine

Le Comité directeur de l'accord entre la DSIN et l'Administration nationale pour la sûreté nucléaire (ANSN) s'est réuni à Pékin le 5 mai et a arrêté les futures actions de coopération. Cette réunion a été précédée par une réunion du comité directeur de l'accord entre l'IPSN et l'ANSN, et suivi par une journée d'échanges techniques entre les trois parties.



Le comité directeur DSIN-ANSN à Pékin (mai 1998)

Espagne

Le 23 juin, le directeur de la sûreté des installations nucléaires et son homologue espagnol, le président du Consejo de Seguridad Nuclear, ont eu une réunion de travail destinée à examiner un certain nombre de sujets d'intérêt commun. Le président du Consejo a donné des informations détaillées sur l'incident survenu au début du mois de juin dans une aciérie espagnole, au cours duquel une source de césium 137 a été accidentellement brûlée, et qui a conduit à une augmentation de la radioactivité détectée dans des pays du sud de l'Europe, notamment en France.

Luxembourg

La DSIN et la Division des installations nucléaires de la DRIRE Alsace ont participé

à la première réunion du Groupe de travail franco-luxembourgeois sur la protection civile, qui s'est tenue le 5 mai à la préfecture de Moselle. Ce groupe de travail a été mis en place dans le cadre de la Commission mixte franco-luxembourgeoise de sécurité nucléaire. Lors de cette réunion, les sujets suivants ont été évoqués : bilan de l'exercice national de crise du 10 juin 1997 autour de la centrale de Cattenom ; préparation d'exercices futurs associant le Luxembourg ; état d'avancement de la révision du plan particulier d'intervention (PPI) de Cattenom.

La commission mixte franco-luxembourgeoise sur la sécurité nucléaire s'est réunie à Luxembourg le 19 juin ; à l'issue de la réunion, le communiqué suivant a été rendu public :

Commission mixte franco-luxembourgeoise sur la sécurité nucléaire

Mise en place par l'accord sous forme d'échange de lettres entre les gouvernements français et luxembourgeois le 29 mars 1994, la commission mixte franco-luxembourgeoise sur la sécurité nucléaire a tenu sa troisième réunion le 19 juin au Grand-Duché de Luxembourg sous la présidence de Nicolas Schmit, Directeur des relations économiques internationales et de la coopération au ministère des affaires étrangères, du côté luxembourgeois, et de Raymond Micoulaut, chargé de mission au secrétariat général du Comité interministériel de la sécurité nucléaire, du côté français.

La réunion s'est déroulée dans une atmosphère cordiale et constructive.

La délégation française a informé le Luxembourg du bilan des contrôles effectués sur les quatre réacteurs de la centrale de Cattenom et du programme de remplacement des couvercles des cuves de réacteur. Ce programme a été décidé par l'exploitant pour résoudre le problème de fissurations rencontrées au niveau des adaptateurs des couvercles de cuve. Le remplacement des couvercles des réacteurs 1 et 3 doit intervenir en 1999.

Les deux délégations ont fait le point sur l'exploitation commune de la station de mesure de la radioactivité implantée à Roussy-le-village et ont constaté son bon fonctionnement. La publication commune des résultats radiologiques fournis par cette station est envisagée.

Les deux délégations ont eu un échange de vues sur la possibilité d'accéder réciproquement aux données radiologiques fournies par les réseaux de mesure et d'alerte automatique français et luxembourgeois. Le principe de cet échange a été retenu et un groupe technique a été chargé de sa mise en œuvre.

De même, cet échange de vues a porté sur les procédures de communication à appliquer entre les autorités compétentes en cas d'événement, d'incident ou d'accident. Les discussions ont eu pour objet les renforcements éventuels à apporter à ces procédures.

La Commission mixte a pris note des exercices de mise en œuvre des plans particuliers d'intervention (PPI) liés à la centrale de Cattenom. Le premier de ces exercices, organisé par la préfecture de Moselle, aura lieu en 1999 et un deuxième exercice, organisé par la Direction de la sûreté des installations nucléaires, aura lieu en l'an 2000. Les autorités compétentes luxembourgeoises y seront associées.

Les deux délégations ont chargé le groupe technique de renforcer les procédures d'information et de coordination entre autorités compétentes dans le cas de détection de ferrailles radioactives impliquant la France et le Luxembourg.

La prochaine réunion de la Commission mixte se tiendra en France au printemps 1999.

Slovaquie

Dans le cadre des relations bilatérales avec son homologue slovaque, la DSIN a participé, les 27 et 28 mai, à un séminaire sur la préparation aux situations accidentelles organisé en Slovaquie par l'Autorité de sûreté de ce pays. Ce séminaire s'adressait aux exploitants des centrales tchèques et slovaques. La DSIN a présenté l'approche française de préparation des exercices de crise. Des représentants d'EDF ont égale-

ment participé à ce séminaire et présenté un exposé sur les nouvelles procédures de conduite accidentelle mises en application en France.

Suisse

La Commission franco-suisse de sûreté nucléaire s'est réunie à Mulhouse le 18 juin.

À l'issue de la réunion, le communiqué suivant a été rendu public :

La Commission franco-suisse de sûreté nucléaire a tenu sa neuvième réunion annuelle à Mulhouse, en France, le 18 juin. Les membres de la Commission ont pris acte des développements récents dans le domaine de la sûreté des réacteurs et de la radioprotection. Ils en ont discuté les événements les plus significatifs.

Ils se sont penchés sur les enseignements qui doivent être tirés des problèmes survenus dans le domaine du transport de combustible usé. Ils ont aussi évoqué le besoin d'améliorer la communication avec le public pour mieux expliquer la différence entre norme de propreté et norme sanitaire.

Ils ont également discuté la question du fonctionnement de réseaux d'information en cas d'incident.

La partie française a présenté la situation technique et administrative du réacteur Superphénix qui est définitivement arrêté ; elle a donné à la partie suisse des informations sur les procédures en cours et les échéances envisagées pour les premières étapes du démantèlement. La partie française a assuré la partie suisse qu'elle continuera à bénéficier d'une information privilégiée sur ce dossier.

Dans le domaine de la radioprotection, les délégations ont procédé à un échange d'informations sur la surveillance des travailleurs, de la population et de l'environnement. Elles ont notamment évoqué la détection et l'impact du nuage qui a transporté du césium issu d'une aciérie espagnole sur une partie de l'Europe.

Dans le domaine de l'entreposage et du stockage des déchets radioactifs, les délégations se sont informées des développements récents dans les deux pays.

Enfin, les deux coprésidents ont approuvé les actions proposées pour la mise en place d'inspections croisées, à la suite de la décision qu'ils avaient prise l'an passé ; ces inspections visent à approfondir et à rendre plus concrète la connaissance mutuelle des pratiques d'inspection dans les deux pays.

Les membres de la Commission ont visité, le 19 juin, la centrale de Fessenheim.

La délégation suisse réunissait des représentants de l'Office fédéral de l'énergie y compris la division principale de la sécurité des installations nucléaires, du canton de Genève, de la Direction du droit international public (DDIP), de l'Institut Paul Scherrer (IPS) et de la Centrale nationale d'alarme (CENAL).

La délégation française comprenait des représentants de la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), des Directions régionales de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) des régions Alsace et Rhône-Alpes, de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) et de la mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN) de la Direction de la défense et de la sécurité civiles.

Deux inspecteurs de la DRIRE Rhône-Alpes ont participé, du 23 au 25 juin, à une inspection organisée par l'Autorité de sûreté helvétique (DSN) à la centrale de Gösgen, dans le cadre du programme d'inspections croisées mis au point entre les Autorités de sûreté française et helvétique. Cette inspection était plus particulièrement consacrée aux travaux engagés pendant l'arrêt du réacteur et à l'aspect radioprotection.

Russie

La DSIN a participé à la première réunion du SAG (Senior Advisory Group) du programme d'assistance RAMG à l'Autorité de sûreté russe organisée à Moscou du 2 au 5 juin. Le SAG, qui se réunit deux fois par an, est destiné à assurer le suivi, par l'état-major des Autorités bénéficiaires, des tâches du programme RAMG exécutées par le personnel placé sous leur autorité. A tra-

vers la représentation de membres de leurs états-majors, les Autorités de l'Europe de l'Ouest peuvent ainsi conseiller leurs homologues sur les initiatives à prendre au plus haut niveau, pour améliorer leur organisation et si nécessaire réorienter le programme d'assistance.

La DSIN est impliquée également dans l'une des tâches du programme russe visant à l'élaboration d'un système d'information regroupant les textes réglementaires. La première réunion de ce groupe s'est tenue à Berlin du 2 au 5 juin. A l'issue de ces travaux, les exploitants et le personnel de l'Autorité de sûreté russes devraient disposer d'un accès facilité à la base réglementaire qui sert de référence pour le contrôle de la sûreté. Cet outil informatique devrait contribuer à combler le manque actuel de diffusion de la documentation réglementaire constaté sur le terrain.





Les relations internationales bilatérales

Sommaire

- **Avant-propos**
par André-Claude Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires – DSIN
- **L'Allemagne : un exemple de coopération bilatérale**
par Christine Feltin, sous-direction des relations internationales – DSIN
- **L'évaluation et l'approbation conjointes du projet EPR par la France et l'Allemagne**
Par Laurent Moché, adjoint au chef du Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN) et Xavier Bravo, sous-direction des réacteurs de puissance – DSIN
- **Relations frontalières : l'attente du Luxembourg**
par le docteur Michel Feider, division de la radioprotection – Direction de la santé, Luxembourg
- **Les échanges d'inspecteurs : objectifs et moyens**
par Michèle Rousseau, directeur-adjoint – DSIN
 - Interview de Fabien Féron, inspecteur de la DSIN en poste depuis 1 an à la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA), Canada
réalisée par Sandrine Le Breton, chargée de mission communication – DSIN
 - Interview de Serge Roudier, inspecteur de la DSIN en poste depuis 1 an à la Nuclear Regulatory Commission (NRC), Etats-Unis
réalisée par Sandrine Le Breton, chargée de mission communication – DSIN
 - Retour d'expérience d'inspections croisées : le point de vue français
par Vincent Pertuis, chef de la division des installations nucléaires – DRIRE Nord-Pas-de-Calais
 - Retour d'expérience d'inspections croisées : le point de vue britannique
Par Ian J. McNair, Principal Inspector – Nuclear Installations Inspectorate, Health and Safety Executive
 - Les impressions d'un inspecteur britannique après un détachement de trois mois à l'Autorité de sûreté
par Martin R. Sayers, Principal Inspector – Nuclear Installations Inspectorate, Health and Safety Executive
- **Participations croisées à des groupes d'experts**
par Philippe Saint Raymond, directeur-adjoint – DSIN
 - Le point de vue d'un expert britannique au Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs
par Richard Bye, chef de la Nuclear and Hazardous Installations Policy Division – Safety Policy Directorate, Health and Safety Executive
 - Point de vue des français à la Commission allemande de sûreté des réacteurs (RSK)
par Jean Scherrer, ingénieur général des mines
 - Les tribulations d'un Français à la RSK
par Laurent Moché, adjoint au chef du Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN)
- **Assistance à une Autorité de sûreté devant autoriser du matériel nucléaire d'origine française : cas de la république populaire de Chine**
par Jacques Rabouhams, sous-direction des relations internationales – DSIN
- **Les relations internationales de la DSIN en matière de gestion de déchets radioactifs : entre échanges techniques et lobbying**
par Olivier Brigaud, adjoint au sous-directeur chargé de la gestion des déchets radioactifs – DSIN

Avant-propos

Dès sa création en 1973, l'Autorité de sûreté se voyait assigner des missions dans le domaine international, avec les objectifs suivants :

- développer les échanges d'information avec ses homologues étrangers ;
- faire connaître et expliquer l'approche et les pratiques françaises ;
- fournir aux pays concernés toutes les informations utiles sur les installations nucléaires françaises situées à proximité de leurs frontières.

Ce dossier a l'ambition de montrer, au travers de quelques exemples, comment les relations bilatérales permettent de

remplir ces objectifs et aussi comment l'Autorité de sûreté française a bénéficié et continue de bénéficier de l'expérience étrangère ; un prochain dossier de la revue *Contrôle* traitera des relations internationales multilatérales.

En choisissant des exemples, on ne peut à l'évidence pas tracer un aperçu exhaustif des relations que l'Autorité de sûreté entretient avec plus de vingt de ses homologues dans le monde. Que ceux qui ne sont pas mentionnés n'en prennent pas ombrage.

André-Claude Lacoste

Directeur de la sûreté des installations nucléaires

L'Allemagne : un exemple de coopération bilatérale

par **Christine Feltn**, sous-direction des relations internationales – DSIN

Les relations franco-allemandes dans le domaine du contrôle de la sûreté nucléaire remontent au début des années 1970, époque à laquelle les deux pays s'engageaient dans des programmes de construction de réacteurs électronucléaires. Elles se sont développées et ont porté sur des thèmes nombreux et très variés intéressant les autorités des deux pays : réacteurs en construction puis en fonctionnement, radioprotection, rejets d'effluents, installations du cycle du combustible et de gestion des déchets ; récemment, elles se sont encore approfondies avec le travail conduit en commun sur le projet de réacteur du futur, EPR. Les cadres dans lesquels se sont déroulées ces relations et leurs modalités ont évolué avec le temps. Nous tentons, ici, de retracer les grandes lignes de cette histoire.

Les années 70 et 80 : la Commission franco-allemande pour les problèmes de sûreté des installations nucléaires

Au début des années 70, l'Allemagne et la France, comme les autres grands pays industrialisés, ont engagé un important programme de construction de réacteurs nucléaires pour la production d'électricité. Une dizaine de réacteurs étaient déjà en service dans chaque pays en 1973 : ils appartenaient à des filières variées qui avaient été expérimentées dans les quinze années précédentes et seuls les plus récents, couplés aux réseaux à partir de 1965, avaient une puissance nominale dépassant 300 MWe.

En 1970 et 1971, la France engage les travaux des deux tranches de la centrale de Fessenheim, au bord du Rhin ; l'intérêt d'une coopération entre les autorités des deux pays devient manifeste et, dès 1972, est entamée une comparaison entre la sûreté de Fessenheim et celle de Neckarwestheim-1 (réacteur à eau pressurisée de 785 MWe dont les travaux venaient d'être engagés).

Au début de 1976, cette coopération est formalisée : par un échange de lettres, le ministre allemand de l'intérieur et le ministre français de l'industrie et de la recherche, alors chargés de la sûreté nucléaire, décident de créer la Commission franco-allemande pour les problèmes de sûreté des installations nucléaires (Deutsch-Französische Kommission für Fragen der Sicherheit kerntechnischer) que l'on appelle, en abrégé, DFK.

A la fin des années 70, dès le projet de création de la centrale de Cattenom, les travaux de la DFK ont été étendus à la comparaison de cette centrale avec la centrale allemande de Philippsburg-2.

Côté français, la DFK est composée de représentants des administrations centrales (SGCISN, ministères des affaires étrangères, de l'intérieur, de l'industrie et de l'environnement) et locales (préfectures du Haut-Rhin et de Moselle, DRIRE Alsace) ainsi que de l'IPSN et de l'OPRI et est présidée par un représentant de la DSIN, actuellement le directeur-adjoint, Monsieur Saint Raymond. Côté allemand, elle rassemble des représentants des autorités fédérales, aujourd'hui le BMU (ministère de l'environnement et de la sécurité nucléaire), et des autorités des Länder frontaliers, Bade-Wurtemberg, Rhénanie-Palatinat et Sarre.

Elle se réunit en formation plénière tous les ans : la première réunion s'est tenue en mai 1976 à Paris et la vingt cinquième en mai 1998 à Stuttgart.

De plus, dès le début, elle a mis en place des groupes de travail chargés de traiter des sujets tels que sûreté des réacteurs à eau sous pression, radioprotection, plans d'urgence. Ces travaux se sont concrétisés sous différentes formes, notamment par un certain nombre de rapports qui présentent le plus souvent des comparaisons des pratiques et des résultats obtenus dans les deux pays.

Les travaux du groupe sur les plans d'urgence ont par exemple abouti à la signature, le 28 janvier 1981, de l'accord entre le gouvernement de la République française et le gouvernement de la République fédérale d'Allemagne relatif aux échanges d'informations en cas d'incident ou d'accident pouvant avoir des conséquences radiologiques.

Les travaux du groupe sur la sûreté des réacteurs à eau sous pression ont pour but de comparer les exigences de sûreté et les dispositions prises pour les satisfaire. L'un de ses premiers rapports, sinon le premier, publié en août 1977, comparait la sûreté de Fessenheim et de Neckarwestheim-1 ; un autre, approuvé par la DFK en 1982, comparait la sûreté de Cattenom et de Philippsburg ; ces deux rapports concluaient que les objectifs de sûreté et de protection dans les deux pays étaient comparables même si les solutions techniques retenues pour les atteindre, ou les méthodes adoptées pour le démontrer, étaient parfois différentes.

Enfin, plus récemment, le groupe sur la radioprotection a mis au point un modèle commun pour calculer la dispersion atmosphérique en cas d'incident ou d'accident donnant lieu à un rejet ; il s'agit de calculer les conséquences radiologiques en un point donné compte tenu des conditions atmosphériques ; le rapport présentant ce modèle a été approuvé lors de la dernière réunion de la DFK à Stuttgart.

Les années 90 : l'élargissement de la coopération et la mise en place du Comité de direction franco-allemand

En 1989, la coopération industrielle entre l'Allemagne et la France s'intensifie : COGEMA et VEBA, groupe privé auquel appartient notamment la compagnie d'électricité PreussenElektra, signent un accord portant sur le retraitement ; Framatome et Siemens concluent un accord pour la commercialisation et le développement de réacteurs nucléaires destinés à l'exportation et créent dans ce but une filiale commune. Par la suite, le développement de réacteur s'est articulé autour du projet EPR.

Le cadre et les conditions dans lesquels se déroulerait cette coopération devaient être fixés par un accord entre les deux pays concernés : c'est dans ce but qu'a été signée,

le 6 juin 1989, entre le ministre allemand de l'environnement, Monsieur Toepfer, et le ministre français chargé de l'industrie, Monsieur Fauroux, la déclaration commune sur la coopération dans le domaine de l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire ; cet accord portait en particulier sur la sûreté.

Par ailleurs, à cette époque, s'ouvraient les frontières entre l'Est et l'Ouest de l'Europe et le retard des pays de l'Est en matière de sûreté nucléaire était mis au grand jour ; des programmes pour aider ces pays étaient mis en place tant en Allemagne qu'en France et apparaissait l'intérêt d'une coopération franco-allemande sur ces sujets.

Pour mener à bien ces actions nouvelles, qui dépassaient largement les questions frontalières, les autorités des deux pays ont alors décidé de mettre en place une nouvelle structure, le Comité de Direction franco-allemand, Deutsch Französischer Direktionsausschuss, que l'usage a consacré sous le nom de « DFD ». Ce comité est constitué du directeur de la DSIN et de son homologue allemand du BMU accompagnés d'un ou deux collaborateurs ; les directeurs de l'IPSN et de la GRS, homologue allemand de l'IPSN participent aussi aux réunions. Il a tenu sa première réunion le 10 avril 1991 et s'est, depuis, réuni régulièrement, quatre à cinq fois par an.



Réunion DFD en 1997 (Allemagne)

Outre l'approbation du projet EPR, décrite dans un autre article de ce dossier, les travaux de la DFD portent sur l'ensemble des questions relatives à la politique de sûreté : c'est ainsi que plusieurs groupes de travail ad-hoc ont été mis en place pour examiner les principes de sûreté de la gestion des déchets radioactifs dans les deux pays. Des rapports communs de comparaison ont été établis et approuvés par la DFD ; par exemple, en

octobre 1997, un rapport sur les méthodes d'évaluation de la sûreté à long terme des stockages en couches géologiques profondes a permis de montrer de nombreuses convergences et d'identifier quelques différences ouvrant ainsi la voie à un rapprochement des démarches dans les deux pays. Dans le domaine de l'assistance aux pays d'Europe de l'Est, la DSIN intervient essentiellement dans des cadres multilatéraux.

Les réunions de la DFD sont l'occasion de se tenir informés des développements récents et éventuellement d'harmoniser les efforts dans un souci de plus grande efficacité.

Les échanges de personnel

Pour approfondir la connaissance concrète des démarches et pratiques de sûreté de ses principaux homologues, la DSIN a engagé un programme d'échanges de personnel ; l'Allemagne est l'un des premiers pays avec qui la mise en place de tels échanges a été engagée à différents niveaux.

Depuis plusieurs années, un expert allemand a été nommé au groupe permanent chargé des réacteurs et un expert français est, de même, membre de la Commission allemande de sûreté des réacteurs, la RSK. Cette commission comporte plusieurs comités responsables de préparer son travail dans divers domaines spécialisés : un autre expert français est membre de l'un d'entre eux, le comité sur les appareils à pression.

Les difficultés liées à la pratique des langues n'ont pas encore permis de procéder à un échange d'inspecteurs pour une durée longue, environ trois ans : ceci pourrait néanmoins aboutir dans le courant de l'année 1999. De même, des missions courtes, de deux à quatre semaines, d'inspecteurs français en Allemagne devraient avoir lieu d'ici la fin de l'année.

Enfin, des inspections croisées ont commencé à être organisées cette année : des inspecteurs de la division nucléaire de la DRIRE

Alsace ont participé à une inspection de la centrale de Mülheim-Kärlich, en Rhénanie-Palatinat, et des inspecteurs allemands à une inspection de la centrale de Cattenom. D'autres inspections sont prévues avec des inspecteurs du Bade-Württemberg.



Centrale de Cattenom

Conclusion

Les relations entre Autorités de sûreté allemande et française sont anciennes ; elles se sont développées depuis vingt cinq ans, se sont adaptées aux évolutions intervenues en s'étendant à des champs de plus en plus larges du contrôle de la sûreté nucléaire. Une meilleure connaissance des démarches et des pratiques dans les deux pays, mais aussi l'habitude prise de travailler ensemble, ont permis de construire un climat de confiance qui n'allait pas de soi au départ.

Les échanges de personnel qui se mettent en place permettront de faire entrer dans le quotidien cette connaissance mutuelle.

Ce socle constitue une base solide pour construire l'harmonisation indispensable des exigences de sûreté et de leur formulation. Le renforcement des liens entre les Autorités de sûreté, demandé par les gouvernements des deux pays lors du dernier sommet franco-allemand, constituera une étape nouvelle et permettra de développer un pôle franco-allemand de sûreté nucléaire au sein de l'Europe.

L'évaluation et l'approbation conjointes du projet EPR par la France et l'Allemagne

par **Laurent Moché**, adjoint au chef du Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN)
et **Xavier Bravo**, sous-direction des réacteurs de puissance – DSIN

L'EPR, pour European Pressurized water Reactor, est l'un des projets de réacteurs avancés à l'étude dans le monde qui, le jour venu, pourraient prendre la suite des réacteurs actuels. Le développement de ce réacteur est assuré par le « projet EPR », structure franco-allemande mise en place par EDF et les principaux électriciens allemands, en collaboration avec les industriels Framatome et Siemens.

Le choix stratégique des partenaires du projet EPR de développer un réacteur acceptable par les Autorités de sûreté française et allemande a fortement accéléré la coopération entre la DSIN et son homologue du Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU).

Pour examiner les options de sûreté des réacteurs du futur, puis définir les exigences de sûreté applicables aux réacteurs du futur, la DSIN et le BMU, ont, depuis plus de sept ans, mis en place une structure spécifique, pilotée par le Deutsch-Französischer Direktionsausschuss (DFD), s'appuyant sur les groupes d'experts et appuis techniques français et allemands qui ont entrepris un travail conjoint (cf schéma page 41). Depuis 1992, le travail franco-allemand des Autorités de sûreté sur les réacteurs du futur a pris une très forte impulsion en se cristallisant autour du projet EPR.

L'EPR : un projet franco-allemand pour un réacteur de nouvelle génération

L'EPR est un concept de réacteur dit « évolutionnaire », par opposition à une approche révolutionnaire, intégralement innovante. Si le projet aboutit, la première réalisation d'un EPR sera une tête de série de 1700 MWe conforme à la série industrielle qui le suivra. « Evolutionnaire » ne veut pas dire sans ambition, ni sans fortes actions d'innovation.

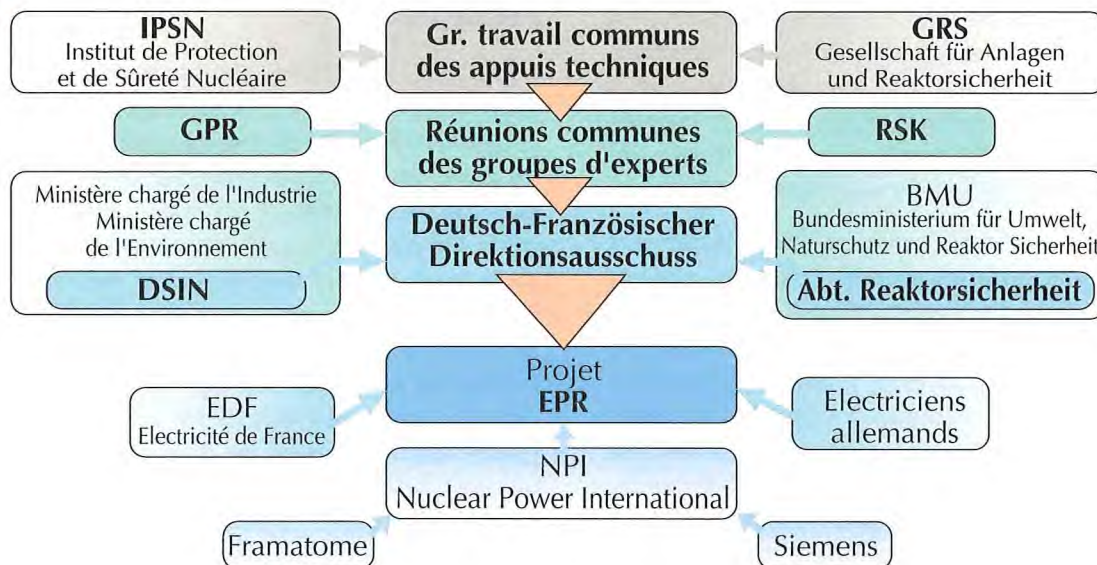
L'approche évolutionnaire est une approche privilégiée pour réaliser des avancées significatives dans la définition des réacteurs du futur. Elle permet en effet de tirer le meilleur profit possible de l'acquis en termes de conception et d'exploitation de réacteurs, mais aussi des études de sûreté approfondies dont les réacteurs de la génération actuelle ont été l'objet depuis deux décennies.

Les Autorités de sûreté française et allemande ont ainsi des attentes fortes quant à l'application de cette démarche aux réacteurs du futur, par un traitement beaucoup plus poussé des hypothèses d'accidents graves, par une meilleure prise en compte des risques de défaillances multiples et par un renforcement du confinement :

- une réduction significative de la probabilité d'occurrence des accidents ;
- une quasi-élimination des accidents aux conséquences les plus graves ;
- une réduction significative des conséquences radiologiques des autres accidents : en particulier, les accidents avec fusion du cœur ne devront plus nécessiter que des mesures de protection des populations limitées dans le temps et l'espace, et les situations accidentelles sans fusion du cœur ne devront plus nécessiter aucune mesure de protection particulière hors des sites.

Par ailleurs, une amélioration des conditions d'exploitation devra être réalisée notamment par la prise en compte précoce des problèmes de production d'effluents et de déchets radioactifs, de radioprotection, de maintenance et de fiabilité humaine.

Quelles sont les perspectives industrielles pour un tel projet ? L'EPR est aujourd'hui au stade de l'avant-projet détaillé qui permettrait le passage à une première réalisation dès le début du 21^e siècle. Si le nouveau réac-



EPR – Les structures franco-allemandes

teur est jugé acceptable par les Autorités de sûreté des deux pays, c'est la problématique du vieillissement et de l'éventuel renouvellement des parcs nucléaires qui conditionnera en fait le choix d'une réalisation industrielle.

Un scénario de lancement industriel en France ou en Allemagne, vu d'aujourd'hui et sous réserve des choix politiques, pourrait consister en une série à partir de l'horizon 2010 avec une possible anticipation de tête de série dans la première décennie du 21^e siècle, en France ou en Allemagne, éventuellement à l'export. L'un des paramètres de cette décision sera d'ailleurs la pérennité des capacités industrielles, ce qui implique et l'existence d'un tissu industriel et le maintien de son savoir-faire, entretenu par la pratique.

Une approche franco-allemande pour évaluer la sûreté du projet

L'examen du projet EPR dans le cadre des actions sur les réacteurs du futur s'est déroulé en trois temps.

Dès 1991, la DSIN avait fixé, dans un contexte purement français, des orientations sur l'approche de sûreté des réacteurs à eau sous pression du futur. Elles ont été refondues en 1993 dans une position commune franco-allemande de la DSIN et du BMU sur les réacteurs du futur.

Par la suite, le « projet EPR » a transmis en septembre 1993 un avant-projet sommaire.

Sur cette base, les experts des Autorités de sûreté française et allemande ont approfondi leur réflexion sur les principales options de sûreté. Les industriels ont souhaité que certaines options fassent l'objet de prises de position franco-allemandes, avant l'engagement d'un avant-projet détaillé, eu égard à leur nouveauté ou à l'existence de pratiques très différentes en France et en Allemagne.

Il s'agissait notamment de l'approche des éventuels accidents graves, des conséquences radiologiques des accidents avec ou sans fusion du cœur, de la protection contre les agressions externes, de l'intégrité du circuit primaire, de la conception des systèmes et de l'utilisation d'approches probabilistes.

En janvier 1995, les Autorités de sûreté française et allemande ont arrêté sur ces sujets une position commune. Les propositions du projet ont été reconnues globalement cohérentes avec cette position et les points de divergence portés à la connaissance du « projet ».

Au vu de la position des Autorités de sûreté, les industriels ont décidé en février 1995 d'engager une phase d'avant-projet détaillé.

Le projet EPR a commencé la diffusion de codes techniques, supports à la démonstration de sûreté, et de rapports techniques ponctuels, préludes à un premier avant-projet détaillé global d'îlot nucléaire, le « Basic Design Report », communiqué en octobre 1997.

Par ailleurs, de 1997 à 1998, le projet EPR s'est livré à un exercice d'optimisation technico-économique, qui doit amener à l'aboutissement de l'exercice d'avant-projet détaillé avant fin 1998 marqué par la diffusion du document définitif d'avant-projet détaillé.

Au cours de cette troisième étape, les travaux communs franco-allemands sur les options de sûreté du projet EPR, et désormais sur l'avant-projet détaillé, se sont poursuivis en parallèle. Depuis 1995, plusieurs fois par an, des sessions conjointes des groupes d'experts GPR et RSK ont eu lieu et ont progressivement permis de bâtir un corpus de recommandations reprises par la DFD. Ce processus est actuellement dans une phase intensive, avec l'objectif de parvenir à une prise de position commune des Autorités de sûreté française et allemande sur l'avant-projet détaillé vers mi-1999.

A l'été 1998, le programme d'évaluation est chargé : approfondissements complémentaires de certains sujets-clés, premier examen de sujets potentiellement innovants (comme la conception des systèmes informatiques de contrôle-commande). De plus, des sujets qui requièrent de fortes actions de recherche et développement (comme le dispositif de récupération du corium) sont susceptibles de n'aboutir qu'au-delà de la phase d'avant-projet détaillé, et sont donc suivis en fonction des avancements de la R&D. Enfin, la conclusion de sujets comme l'évaluation probabiliste préliminaire ou l'examen des conséquences radiologiques des accidents ne pourra intervenir qu'en toute dernière étape du processus : les recommandations définitives ne seront possibles qu'une fois le concept du réacteur et les modèles spécifiques d'évaluation suffisamment arrêtés.

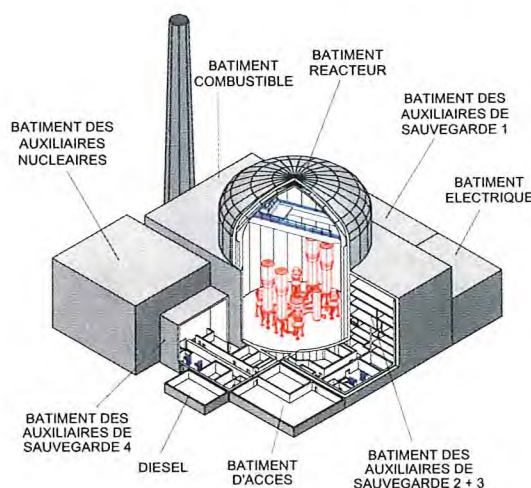
Perspectives

Un travail important est nécessaire pour poursuivre et terminer l'analyse de sûreté du projet EPR. Il en est de même pour l'harmonisation des pratiques réglementaires françaises et allemandes. A cet égard, mentionnons l'important travail de refonte de la réglementation sur la construction des chaudières et des circuits qui y sont rattachés, engagé par la DSIN en concertation avec les industriels du projet EPR. Le nouveau texte doit en particulier être harmonisé avec la partie allemande dans ses dispositions techniques (par exemple, la résistance des matériaux à spécifier).

En parallèle, les « directives RSK » allemandes, qui ont un poids quasi-réglementaire, vont être révisées sur la base du travail franco-allemand sur les réacteurs du futur.

Par ailleurs, le passage à une première réalisation effective nécessitera, de la part du projet EPR, sur la base des positions prises par les Autorités de sûreté sur l'avant-projet détaillé, le développement d'un projet détaillé proprement dit. Si un premier site était choisi en France ou en Allemagne, il faudrait alors instruire une demande d'autorisation selon les procédures réglementaires en vigueur.

La démarche évolutionnaire d'EPR est fructueuse en enseignements pour l'Autorité de sûreté, y compris en enseignements potentiels pour les réacteurs actuels. Le cadre franco-allemand de cette démarche est un atout de plus : il est l'occasion pour les Autorités de sûreté des deux pays de réexaminer les fondements des pratiques de sûreté des deux pays à l'aune des plus récents progrès en termes de connaissances, d'outils, de méthodologies, pour la sûreté nucléaire.



Le projet EPR

Relations frontalières : l'attente du Luxembourg

par **M. Feider**, division de la radioprotection – Direction de la santé,
Luxembourg

Le Luxembourg, petit pays de 400 000 âmes, situé entre la France, l'Allemagne et la Belgique, non doté d'une installation nucléaire, est, ironie du sort, en quelque sorte un des pays les plus nucléarisés du monde, puisque tous ses voisins disposent d'un parc nucléaire considérable. Les centrales les plus proches sont Tihange, à 110 km de la frontière luxembourgeoise, Chooz à 70 km et Cattenom à 9 km de la frontière. Ceci représente un total de 10 000 MWe d'énergie produite au pas des portes de notre pays.

Bien qu'il n'y ait jamais eu de sondage précis, on peut estimer qu'une grande partie des Luxembourgeois a une attitude anti-nucléaire, ou du moins critique vis-à-vis de cette forme de production d'énergie. Pour les uns, le nucléaire constitue un risque inacceptable et un accident dans une centrale est synonyme de l'accident survenu à Tchernobyl en avril 1986. Or, qui dit Tchernobyl pense au relogement de la population dans un rayon de 30 km autour de cette centrale. Donc, une grande partie de nos concitoyens est d'avis qu'un accident à la centrale de Cattenom, qui se trouve à 25 km de notre capitale, entraînerait automatiquement le relogement de presque trois quarts de notre population, qui de ce fait serait condamnée à perdre son entité et son identité.

D'autres citoyens s'interrogent sur l'iniquité qu'entraîne l'installation de centrales nucléaires aux confins des frontières. La situation actuelle est perçue comme injuste, puisque le bénéfice que procure le nucléaire et les risques qui en découlent ne sont pas partagés de façon équitable entre les pays nucléaires et les pays non-nucléaires.

L'attente que pourrait avoir un Luxembourgeois vis-à-vis de la France en matière de sécurité nucléaire est donc en quelque sorte fonction de son état d'âme. Il incombe aux

autorités luxembourgeoises de renforcer le dialogue avec son pays voisin pour répondre à ses propres attentes mais également à celles que pourrait avoir le public.

Plusieurs facteurs viennent néanmoins compliquer cette mission :

- les attentes du public n'ont jamais été formulées de façon explicite. Une Autorité nationale qui doit se faire l'interprète du public a tendance à formuler vis-à-vis de ses partenaires français sa propre attente ;

- l'accident de Tchernobyl a montré que la population apporte souvent une méfiance profonde aux informations émanant des autorités compétentes ;

- l'attitude très critique vis-à-vis du nucléaire est renforcée par certains événements, comme l'exemple récent de la contamination des surfaces des conteneurs de transport d'éléments combustibles irradiés ;

- la difficulté à comprendre cette matière très complexe ne fait pas augmenter la crédibilité et l'acceptation du nucléaire ;

- les problèmes liés au flux d'informations et à la qualité de l'information en matière de communication entre exploitants, autorités compétentes et public constituent une autre source de méfiance ;

- au sein du public on constate qu'il existe généralement une grande divergence entre le risque perçu et le risque réel.

Pour formuler l'attente que le Luxembourg pourrait avoir en matière d'énergie nucléaire vis-à-vis de son voisin, il convient de distinguer une situation de fonctionnement normal d'une centrale, un événement ou un incident sans conséquences radiologiques et la situation d'urgence radiologique.

En temps de fonctionnement normal il semble difficile de formuler clairement cette attente. Cette attente pourrait consister à recevoir périodiquement la confirmation de la part des autorités ou de l'exploitant que la situation est normale, ou bien de recevoir des informations concernant le bilan des rejets radioactifs dans l'environnement, ou encore des résultats de la surveillance radiologique de l'environnement. L'expérience rencontrée, aussi bien en France qu'au Luxembourg montre que cette information ne suscite guère la passion du public. Cependant, cette information est nécessaire et le premier numéro du bulletin d'information, la « lettre de Cattenom », édité tout récemment par EDF, confirme que l'exploitant est parvenu aux mêmes conclusions.

En cas d'événement ou d'incident n'entraînant pas de conséquences radiologiques, la situation est tout à fait différente : les Luxembourgeois hostiles au nucléaire deviennent alors très attentifs. Ce n'est pas l'événement en soi qui semble intéresser le public et les médias, mais plutôt la façon selon laquelle cet événement ou incident est rendu public. Les questions posées par les médias et le public n'ont pas pour objet la nature de l'incident mais le quand et le comment de la transmission de l'information. Ces événements et incidents sont donc utilisés comme indicateur pour juger de la transparence, de la rapidité et de la sérénité de l'information apportées par les autorités françaises et l'exploitant de la centrale. La raison de cette attitude est simple : les Luxembourgeois se demandent, au cas où les autorités françaises ne sont pas capables de transmettre en cas d'événement banal de façon rapide des informations claires et précises à leurs voisins, comment elles le seraient en cas d'accident grave.

Pour répondre à l'attente du Luxembourg, mais aussi à celle des voisins allemands, un système d'information dédié, le système SELCA (système d'échanges et de liaisons entre Cattenom et les autorités) a été établi entre la France, la Rhénanie-Palatinat, la

Sarre et le Luxembourg. Dans le passé, la susceptibilité du public luxembourgeois à l'égard de la transparence de l'information a bien été démontrée lors des discussions menées dans les médias qui suivaient les pannes rencontrées lors de la mise en œuvre pratique de l'échange d'informations.

En cas d'accident nucléaire grave pouvant avoir des conséquences radiologiques pour la population, le Luxembourg se trouverait dans une situation particulière : le Gouvernement luxembourgeois a les mêmes responsabilités et obligations en matière de prévention et de protection à l'égard de sa population que le voisin nucléaire, sans pour autant disposer a priori de la même autorité vis-à-vis de l'exploitant de la centrale. Pour faire face à ses responsabilités, le Luxembourg dépend donc à 100 % de l'information fournie par son voisin, du moins dans une phase accidentelle, lorsqu'il n'y a pas encore eu de rejets radioactifs vers l'environnement. Cette situation est jugée inconfortable, voire inacceptable par beaucoup de Luxembourgeois et explique l'attention particulière qu'ils apportent à la transparence de l'information en cas d'événement banal. Peu favorables au nucléaire, les Luxembourgeois ont peur que les autorités françaises puissent profiter de leur monopole d'information et puissent être amenées à cacher des informations et à minimiser l'accident par crainte d'une surréaction luxembourgeoise.

C'est donc sous ces prémisses que le dialogue entre autorités françaises et luxembourgeoises a été entamé les dernières années. Ce dialogue, encore difficile il y a une décennie, a profité de l'esprit d'ouverture et de transparence qui s'est installé peu à peu auprès des autorités françaises de la sécurité nucléaire et de l'exploitant, à la suite des leçons tirées de l'accident de Tchernobyl. Au sein de la commission mixte franco-luxembourgeoise sur la sécurité nucléaire se sont constituées deux commissions techniques, l'une portant sur les questions relatives à la sûreté nucléaire et à la radioprotection, l'autre sur les problèmes de la sécurité civile. En fait, ces deux

commissions constituent la plate-forme permettant aux différents acteurs de formuler leurs attentes respectives et d'y apporter une solution bilatérale.

Il serait impossible d'entrer dans le détail des travaux de ces deux commissions, mais ces travaux montrent une chose : l'échange d'informations et l'organisation de cet échange ne sont pas toujours chose facile. L'organisation de cet échange doit prendre en

compte non seulement les différentes attentes, mais également les structures hiérarchiques existantes au sein des différents organismes nationaux, les compétences des différentes autorités nationales (et internationales), l'organisation des structures administratives mises en place en cas de crise, les voies de communication existantes, etc. sans pour autant perdre de son efficacité, de sa rapidité et de sa souplesse.



Station franco-luxembourgeoise de mesure de la radioactivité

Les échanges d'inspecteurs : objectifs et moyens

par Michèle Rousseau, directeur-adjoint – DSIN

La Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) s'efforce depuis longtemps de développer ses relations avec ses homologues étrangers dans le but :

- d'améliorer sa connaissance du fonctionnement réel de ces Autorités de sûreté, et d'en tirer des leçons pour son propre fonctionnement ;
- d'améliorer la pertinence de ses demandes à EDF, CEA et COGEMA sur des thèmes techniques, son argumentaire pouvant être renforcé par une connaissance pratique de la réalité à l'étranger ;
- d'aider à la diffusion des positions françaises sur certains thèmes (ex : déchets TFA).

Au début 1996, la DSIN a souhaité renforcer cette collaboration internationale en décidant de mettre en place une politique d'échange de cadres entre d'une part, elle-même et le personnel nucléaire des DRIRE, et d'autre part, ses homologues et les homologues des DRIRE.

Le volet le plus ambitieux de ce projet a été de tenter une mise à disposition réciproque d'ingénieurs au sein de différentes Autorités de sûreté étrangères pour des durées de poste de l'ordre de 3 ans. Il est clairement affiché qu'il s'agit bien de postes et non de stages : un américain ou un allemand venant à la DSIN se verra confier, après une inévitable période d'adaptation, des responsabilités identiques à celles de ses collègues français.

La DSIN est convaincue qu'une telle pratique modifiera profondément, sur le long terme, son mode de travail et contribuera à accroître sensiblement son efficacité.

Bien que cette démarche n'en soit qu'à son début, deux inspecteurs sont donc partis en poste à l'été 1997, respectivement aux USA, et au Canada. Un autre partira cet été en Grande-Bretagne. Plus de 30 % des ingénieurs concernés de la DSIN et des DRIRE se disent prêts à tenter l'expérience.

La politique d'échanges d'inspecteurs de la DSIN ne se limite bien entendu pas à ces échanges de postes. D'une façon plus classique sont organisées :

- des missions de courte durée (de deux semaines à un mois) sur des thèmes préalablement ciblés. Jusqu'à présent nos inspecteurs se sont surtout intéressés aux méthodes d'inspections de leurs confrères, aux rejets, aux modifications et, pour ce qui concerne les réacteurs, au contrôle des arrêts de tranche. Des comparaisons très intéressantes ont pu ainsi être faites entre nos méthodes de travail et celles de la Grande-Bretagne, de la Belgique et des Etats-Unis. Une mission va prochainement partir en Espagne sur le thème des déchets. Enfin un inspecteur anglais est venu passer trois mois au sein de l'Autorité de sûreté : deux mois en DRIRE et un mois à la DSIN ;
- des inspections croisées au cours desquelles une équipe d'inspecteurs mixte (ex : 2 inspecteurs anglais, 1 inspecteur français) va inspecter tour à tour un site à l'étranger et un site en France. Des inspections de ce type ont été montées par les DRIRE avec leurs homologues anglais, belges et suisses ou sont en cours de montage avec l'Allemagne et l'Espagne. Au-delà de la différence des installations, la barrière linguistique s'avère être la difficulté principale : la multiplicité des sigles employés dans l'industrie nucléaire, qui diffèrent d'un pays à l'autre, ne contribue pas à faciliter le dialogue.

Toutes ces missions font l'objet de rapports diffusés à l'ensemble du personnel et de présentations orales. Chaque semestre, des actions sont lancées pour tirer parti du retour d'expérience : une dizaine sont en cours de mise en œuvre.

La DSIN et les DRIRE mènent ainsi depuis deux ans une politique particulièrement volontariste d'ouverture sur l'extérieur. Motivante pour l'ensemble du personnel, celle-ci demande néanmoins de gros efforts en termes d'unités d'œuvre. L'attitude de nos homologues étrangers sera donc déterminante pour sa poursuite : si nos homologues ne nous envoient pas des ingénieurs en poste à titre de réciprocité, notre effort plafonnera au niveau actuel.

Le brassage international en cours facilitera la nécessaire remise en question que toute Autorité de sûreté doit périodiquement mener pour s'assurer que rien d'essentiel ne lui échappe à cause d'une trop grande accoutumance à une situation donnée.

Interview de Fabien Féron, inspecteur de la DSIN en poste depuis 1 an à la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA), Canada

réalisée par Sandrine Le Breton, chargée de mission communication – DSIN

En quoi consiste ton activité au quotidien ?

J'occupe un poste au sein de la Section de radioprotection appliquée, chargée de vérifier l'efficacité des programmes de radioprotection mis en place par les exploitants. Les agents de ce service se consacrent à deux types de mission : d'une part, ils procèdent à l'examen des dossiers techniques présentés par les exploitants dans le cadre de leurs demandes de permis d'exploitation, d'autre part, ils mènent des évaluations sur le terrain afin de vérifier que l'exploitant développe de bonnes pratiques et applique le programme sur lequel il s'est engagé.

Le travail sur dossier est en général effectué par une seule personne, alors que les évaluations sur site sont menées par un groupe de trois ou quatre inspecteurs, sur un thème précis. Ce ne sont pas forcément les mêmes personnes qui font les vérifications sur les dossiers qu'elles ont instruits.

Comment se passent les évaluations sur site dans le système canadien ?

En général, elles durent une semaine, ce qui est une différence notable par rapport à la pratique française. Les inspections débutent par une réunion d'ouverture à laquelle assiste la direction de la centrale. Puis les inspecteurs procèdent pendant plusieurs jours aux entretiens nécessaires, observent les pratiques, consultent les documents... En fin de semaine, l'équipe d'inspection se réunit pour consigner tous les faits qu'elle aura observés, en vue de communiquer à l'exploitant la revue détaillée de tous les points positifs et négatifs relevés, et vérifier avec lui que ce constat ne comporte pas d'erreurs d'interprétation. L'équipe présente ensuite ses conclusions préliminaires à la direction de la centrale. Un mois et demi plus tard, l'exploitant recevra un rapport formel avec, au besoin, une liste de demandes d'actions correctives. Il existe bien sûr des procédures accélérées pour le cas où une insuffisance/anomalie importante serait détectée.

Qu'est-ce qui t'a le plus frappé à ton arrivée à la CCEA ?

Il existe une forte différence de taille entre la CCEA et la DSIN. En France, je travaille dans une structure qui rassemble, au niveau central, une cinquantaine d'ingénieurs. Ici, j'appartiens à une structure qui compte environ 350 agents, dont la grande majorité occupent un poste au niveau central à Ottawa. Les bureaux régionaux et bureaux sur les sites des centrales nucléaires sont proportionnellement plus limités en effectifs.

J'ai été par ailleurs frappé par l'existence d'une organisation hiérarchique plus lourde, comportant des échelons de supervision plus nombreux qu'en France. Si cette organisation offre davantage de possibilités de progression interne que dans le système français, il me semble en revanche qu'elle présente une plus grande complexité interne qui morcelle le contrôle exercé sur les exploitants.

Enfin, j'ai constaté que le système canadien est plus soucieux que la DSIN dans la gestion de son budget. L'allocation des ressources – unités d'œuvre, déplacements, etc. – fait l'objet d'une attention particulière. Il faut noter que les revenus de la CCEA, provenant essentiellement d'un système de redevances perçues sur les exploitants, sont actuellement en baisse, d'où un suivi plus précis des dépenses et de l'allocation des ressources en hommes et en temps. Peut-être aussi faut-il rattacher ce souci à une approche spécifiquement anglo-saxonne de l'efficacité-temps. La comparaison des deux systèmes me fait mesurer le relatif confort de moyens dont bénéficient les inspecteurs dans le système français.

Que t'inspire la comparaison entre les systèmes canadien et français d'organisation du contrôle de la sûreté ?

La réglementation canadienne est un peu plus structurée qu'en France, avec un niveau de détails qui me semble intermédiaire entre le système français, assez souple, et le système américain, plutôt directif.

L'un des éléments les plus frappants concerne la possibilité pour le public de consulter les documents réglementaires ou d'application de la réglementation avant qu'ils ne sortent sous une forme définitive. Après une phase d'élaboration en interne, menée par l'Autorité de sûreté en commun avec les exploitants, les documents techniques sont soumis au public sous la forme de documents consultatifs, auxquels il est possible d'apporter ses commentaires. Il n'existe pas d'équivalent de ce système de consultation publique en France.

Comment réagit l'opinion publique à l'égard des questions de sûreté nucléaire ? Est-ce très différent de ce que tu connais en France ?

L'opinion publique a réagi de manière virulente à la suite de la publication, l'année dernière, d'un rapport interne d'Ontario Hydro qui était très critique sur les conditions d'exploitation et les performances de ses réacteurs. Les médias ont abondamment commenté la décision d'Ontario Hydro d'arrêter huit réacteurs (sur un parc de vingt) pour des raisons de non-rentabilité et il a été particulièrement difficile à l'Autorité de sûreté canadienne de faire comprendre à l'opinion que la sûreté n'était pas en cause. Au Canada comme en France, l'énergie nucléaire a fait l'objet de vives critiques au cours des derniers mois.

Au terme de ces quelques mois de présence, as-tu identifié certaines pratiques canadiennes dont le système français devrait s'inspirer ?

Il me semble que les critères d'évaluation sont plus formalisés à la CCEA que dans le système français. Alors même que les inspec-

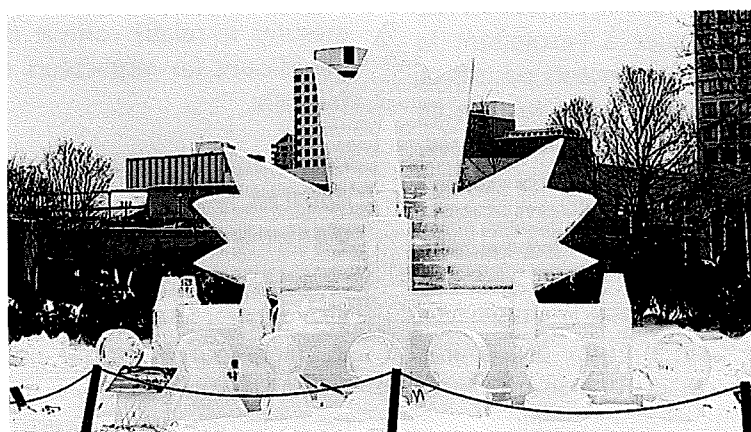
teurs canadiens ont en moyenne plus d'ancienneté que leurs équivalents français, je remarque qu'ils travaillent davantage à partir de guides internes, selon des méthodes d'évaluation plus structurées qu'en France.

Un autre élément marquant concerne la relation entre contrôleurs et exploitants. Le système canadien permet plus facilement qu'en France des aller-retours entre contrôleurs et contrôlés, ce qui est un élément positif en matière d'acquisition de compétences. Pourtant il y a relativement peu de suspicions à l'égard de l'indépendance du contrôle, parce que le système canadien, beaucoup plus tatillon qu'en France, formalise à l'extrême cette relation : tout risque de voir apparaître des conflits d'intérêts « potentiels, réels ou apparents » entre contrôleurs et contrôlés fait ainsi l'objet de multiples attestations écrites auxquelles tout agent de la CCEA doit se soumettre annuellement.

A l'inverse, quelles pratiques françaises pourraient être « exportées » avec profit ?

Mon expérience canadienne me fait prendre la mesure de la qualité du système d'inspection français. Bien que ne comportant pas d'inspecteurs résidents, notre système fondé sur des inspections plus courtes et plus fréquentes me semble dans son ensemble plus performant car assurant des contrôles suffisamment rapprochés, même s'ils sont généralement moins approfondis, et insistant sur le processus de contrôle interne de l'exploitant.

L'existence d'un arrêté-qualité dans le système français est à cet égard une bonne pratique, qui assure une meilleure traçabilité des actions des exploitants.



Interview de Serge Roudier, inspecteur de la DSIN en poste depuis 1 an à la Nuclear Regulatory Commission (NRC), Etats-Unis

réalisée par Sandrine Le Breton, chargée de mission communication – DSIN

En quoi consiste ton activité au quotidien ?

J'ai intégré la NRC il y a un an, en commençant, pendant cinq mois, par des activités d'inspection au sein du service en charge des « inspections spéciales » ; situé au niveau central de la NRC à Washington, ce service rassemble une dizaine d'inspecteurs qui effectuent des inspections de longue durée – en général quatre semaines – sur des sujets précis. Puis j'ai été affecté à la branche qui s'occupe de la gestion de crise, en partie pour faire profiter la NRC de mon expérience particulière acquise à la DSIN. Par principe, les échanges d'inspecteurs doivent constituer une opération bénéfique pour la structure d'accueil, tant par les compétences apportées que par le travail quotidien fourni par les inspecteurs étrangers.

Comment se passent les inspections dans le système américain ?

Je vois deux différences majeures par rapport aux inspections menées par la DSIN. Les inspections aux Etats-Unis sont menées par des « spécialistes » affectés à des sujets techniques précis, alors que le système français consiste essentiellement en inspections menées par des généralistes. Aux Etats-Unis, ces inspections périodiques complètent un système de contrôle continu de l'action de l'exploitant par le biais d'inspecteurs résidents, affectés en permanence sur les sites nucléaires.

En outre, les inspections durent couramment une semaine, voire plus. Ces inspections longues permettent une approche des problèmes en profondeur.

Pourtant, si je compare les deux systèmes, les inspections françaises sur une journée ou deux me semblent globalement plus efficaces, compte tenu de leurs délais de réalisation et de leur fréquence.

Qu'est-ce qui t'a le plus frappé à ton arrivée à la NRC ?

De toutes les Autorités de sûreté existantes, la NRC est la plus importante en taille. On ne peut qu'être impressionné par ce « masto-

donte » de 3000 personnes – une taille qui constitue une force, mais aussi une faiblesse, car des rigidités surviennent nécessairement. Cette taille importante est le produit de deux facteurs : d'une part, la structure du parc nucléaire américain, très élatée (110 réacteurs sur plus de soixante sites) et foncièrement hétérogène (47 exploitants, 4 vendeurs de centrales, une dizaine de conceptions différentes) nécessite de gros moyens de contrôle... D'autre part, l'accident de Three Mile Island en 1979 a constitué un tournant pour le nucléaire américain, en rendant les relations entre l'Autorité de sûreté et les exploitants plus conflictuelles. Cet accident est ainsi directement à l'origine de la surveillance permanente des installations par le biais des inspecteurs résidents.

Enfin, j'ai été frappé par la particularité de la mentalité américaine qui s'exprime à travers la recherche permanente de l'efficacité tant au niveau humain que financier. Les heures passées sont comptabilisées, et les frais correspondant à ce temps passé sont directement imputés aux exploitants. Cette situation génère une certaine pression, car le contrôle de la sûreté nucléaire est perçu comme un « service rendu » aux exploitants. Ces derniers peuvent à l'occasion exiger plus d'efficacité, y compris au niveau du Congrès. Ce débat permanent sur l'efficacité débouche sur des réductions de budget, voire, plus récemment, sur des projets de réductions drastiques des effectifs (700 personnes sur 3000).

Que t'inspire la comparaison entre les systèmes américain et français d'organisation du contrôle de la sûreté ?

En France, la DSIN traite majoritairement avec un seul exploitant public, qui ne subit pas les mêmes contraintes de rentabilité et de concurrence que les exploitants américains. Il en découle un traitement beaucoup plus serein des problèmes, alors que le souci de rentabilité influe sur les rapports entre Autorité de sûreté et exploitants aux Etats-Unis.

Par ailleurs, le système américain est très transparent, et s'efforce de mettre en pratique une « démocratisation » des processus réglementaires. Virtuellement, tous les documents reçus ou émis par la NRC peuvent être consultés dans une « Public document room », salle ouverte au public existant tant au niveau central de la NRC que dans les régions. L'ensemble des rapports d'inspections est communiqué à l'exploitant et est ouvert à la consultation du public, ce qui n'est pas le cas en France. Toute modification de la réglementation fait l'objet d'une publication au Journal officiel et est mise à la disposition du public pour consultation. Enfin, de très nombreux documents techniques sont disponibles sur le site Internet de la NRC.

Comment réagit l'opinion publique à l'égard des questions de sûreté nucléaire ? Est-ce très différent de ce que tu connais en France ?

L'opinion n'est pas très réactive, les « Public document rooms » sont peu fréquentées à l'exception de quelques individus ou groupes actifs dans le domaine du nucléaire.

Au terme de ces quelques mois de présence, as-tu identifié certaines pratiques américaines dont le système français devrait s'inspirer ?

Je rends compte régulièrement des pratiques de la NRC qui pourraient être utiles pour la DSIN. D'ores et déjà, j'ai signalé quelques éléments du système américain qui me semblent particulièrement intéressants, comme, par exemple, l'existence de critères très précis pour le déclenchement des plans d'urgence et la qualification des incidents sur une échelle de gravité à quatre niveaux. Le système américain présente beaucoup de clarté et de lisibilité dans ce domaine.

Autre exemple, la formation des inspecteurs aux techniques d'inspection (et pas seulement sur des sujets techniques purs) me

semble également très bien faite, et sur certains aspects plus approfondie qu'en France, ce type de formation mériterait d'être reproduite.

A l'inverse, quelles pratiques françaises pourraient être « exportées » avec profit ?

Les inspections croisées telles que pratiquées par la DSIN pourraient apporter plus de cohérence dans les contrôles effectués par la NRC, d'autant que le parc est fondamentalement hétérogène. Les inspections inopinées, qui ne sont pas pratiquées par la NRC, permettraient aussi d'améliorer le niveau de vigilance des exploitants, en les obligeant à mieux tenir compte des impératifs de « culture de sûreté ».

De même, les exercices de crise pratiqués en France me semblent plus soucieux de réalisme par le biais d'une participation régulière des populations. Je pense que ce type d'exercices de terrain, qui n'existent pas aux Etats-Unis, pourrait permettre à la NRC de mieux tester ses plans d'urgence.



Le siège de la NRC à Washington

Retour d'expérience d'inspections croisées : le point de vue français

par Vincent Pertuis, chef de la division des installations nucléaires – DRIRE Nord-Pas-de-Calais

La prise en compte de l'extérieur, et notamment l'ouverture à l'international est une des priorités de l'Autorité de sûreté nucléaire. Dans cet esprit, la DSIN a invité les Divisions des installations nucléaires (DIN) des Directions régionales de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) à organiser des inspections croisées avec des sites assez proches des frontières.

Une inspection croisée consiste à :

- inviter un inspecteur étranger à assister comme observateur à une visite de surveillance et à sa préparation ;
- envoyer un inspecteur français participer dans les mêmes conditions à une inspection d'une installation nucléaire de base étrangère.

Ainsi, en liaison avec la division « organisation des inspections » de l'Autorité de sûreté britannique, la DIN Nord-Pas-de-Calais a organisé plusieurs échanges à la fin de l'année 1997 :

- sur le site de Gravelines : participation d'un inspecteur britannique à une réunion bilan de l'année 1997 avec l'exploitant et deux inspections (« déchets » et « arrêt de tranche du réacteur 5 ») ;
- sur le site de Dungeness B (réacteur de la filière « Advanced Gas Reactor » situé au sud est de l'Angleterre) : participation à une inspection « arrêt de tranche » et à la réunion « bilan » de l'arrêt de tranche.

Les paragraphes suivants rendent compte de mes impressions après ce déplacement sur le site de Dungeness B.

Une journée d'inspection

Globalement, l'inspection m'est apparue moins formelle qu'en France. L'inspecteur britannique, qui dispose d'un bureau sur le site, a la possibilité de se déplacer très librement ; les inspections sont faites d'échanges, de discussions et de lectures (l'inspecteur est en diffusion contrôlée de tous les documents approuvés par l'exploitant). Les contacts avec les agents de l'exploitant, en tête-à-tête, sont fréquents.

L'objectif de l'Autorité de sûreté britannique est de vérifier que le système de contrôle de l'exploitant fonctionne bien. Dans cet esprit, l'inspecteur encourage l'autorégulation de l'exploitant. Le système de surveillance des installations est donc assez largement non prescriptif.

Réunion « bilan » d'arrêt de tranche

Cette réunion, tenue peu de temps avant la fin de l'arrêt, a pour objet d'échanger sur les points sensibles identifiés et devant être levés avant le redémarrage du réacteur.

A la différence de la France où la réunion bilan se tient essentiellement entre appuis techniques, le start-up meeting est une réunion où siège la hiérarchie. Animée par une personne des services centraux (Health & Safety department), elle réunit les différents métiers qui sont amenés à s'exprimer chacun à leur tour. Le chef de site assiste et intervient fréquemment. NII est représenté par l'inspecteur de site et son supérieur (superintending inspector). Seules les affaires en débat sont examinées à partir de notes de synthèse. Cela permet de replacer l'arrêt dans une perspective de plus long terme. Il est apparu au cours de cette réunion que la hiérarchie du site était bien impliquée sur le terrain.

Conclusion

Comme les agents de la DIN Nord-Pas-de-Calais, les inspecteurs britanniques ont été très intéressés par cette expérience et sont tout à fait prêts à poursuivre. Leur accueil fut excellent.

Le principal enseignement de ces deux jours est que NII a une capacité à prendre du recul afin de ne pas se laisser submerger de documents et d'agir véritablement là où l'exploitant ne prend pas ses responsabilités.

Plus généralement, ces échanges ont permis de concrétiser la volonté d'ouverture de l'Autorité de sûreté et d'enrichir nos pratiques avec mes homologues de terrain. Plusieurs décisions portant sur l'organisation de l'inspection ont été ou seront prises à cet égard...

Retour d'expérience d'inspections croisées : le point de vue britannique

par Ian J. McNair, Principal Inspector – Nuclear Installations Inspectorate, Health and Safety Executive

Contexte de la visite

Ayant appris les bases de la langue française à l'école il y a près de trente ans et passé plusieurs fois mes vacances en France, je me suis porté volontaire pour suivre une formation de perfectionnement en français pendant six mois à raison de 2 heures par semaine, ceci pour me permettre de participer à des échanges franco-anglais entre autorités réglementaires. En décembre 1997, j'ai ainsi eu l'occasion de me rendre à la DRIRE Nord-Pas-de-Calais pour participer aux inspections et aux réunions se déroulant sur le site de Gravelines. Il s'agissait d'une semaine d'activité intense où il m'a fallu penser et converser en français.



Centrale de Gravelines

Impressions

D'après mes premières impressions de l'approche française, l'activité réglementaire se répartit entre trois entités : la DSIN, la DRIRE et l'IPSN, alors qu'au Royaume-Uni le NII est un organisme centralisé. Néanmoins, à la fin de mon séjour, j'ai compris que la DSIN et la DRIRE couvraient d'autres domaines, comme par exemple les rejets radioactifs et le transport de matières nucléaires, alors qu'en Grande-Bretagne ce sont des entités différentes qui traitent ces questions.

La seconde différence concerne la relation entretenue avec les sites. Les inspecteurs et

spécialistes de NII ont tous leur bureau au siège de Liverpool. Chaque inspecteur est présent sur les sites pendant 57 jours par an pour des déplacements allant jusqu'à une semaine : il travaille dans des bureaux mis à sa disposition par l'exploitant. Les inspecteurs suivent les stages de formation dispensés par l'exploitant, ce qui leur permet de suffisamment se familiariser avec les lieux, de façon qu'ils puissent se rendre où il veulent, quand ils veulent, et s'adresser aux agents (et prestataires) à tous les niveaux. La plupart des inspecteurs préviennent les sites des thèmes qu'ils ont l'intention de traiter au cours de leur inspection, de façon notamment à pouvoir programmer la disponibilité des agents qu'ils souhaitent rencontrer, surtout si des spécialistes de NII se rendent également sur le site. Ils sont néanmoins susceptibles de mener des inspections inopinées le soir et le week-end. A la DRIRE, les procédures de notification, d'accompagnement et de retour d'expérience semblent nettement plus formelles. N'ayant pas eu l'occasion de véritablement comprendre comment un programme d'inspection est élaboré, je n'ai pas eu le temps de voir comment les inspecteurs français s'assurent que ce qu'ils voient sur un site est représentatif des pratiques de ce site s'ils n'ont pas prévenu de leur visite. De même, je n'ai pas disposé de suffisamment de temps pour comprendre comment EDF effectue ses propres inspections en interne.

Ma troisième impression concerne les différences entre les cursus des inspecteurs dans les deux pays. Le NII recrute principalement du personnel venant de l'industrie nucléaire et ayant dix ou vingt ans d'expérience du nucléaire pour ensuite les former en tant qu'inspecteurs. Il arrive parfois que certains d'entre eux retournent dans l'industrie nucléaire. En France, il semble que nos homologues soient recrutés directement à leur sortie de l'Université pour être formés au nucléaire et à la réglementation, de sorte que leur expérience se développe dans un cadre réglementaire.

Enfin, j'ai été frappé par le contraste entre les contextes réglementaires des deux pays.

En France, il y a un producteur principal d'électricité, EDF, alors qu'en Grande-Bretagne ils sont au nombre de quatre (Nuclear Electric limited, Scottish Nuclear limited, Magnox Electric plc, British Nuclear Fuels plc). La France possède trois paliers standardisés de réacteurs REP, alors qu'au Royaume-Uni il y a quatre conceptions de réacteurs graphite-gaz avancés, une tranche REP et sept conceptions de réacteurs Magnox, de sorte qu'il est plus difficile pour l'Autorité réglementaire britannique de mettre en œuvre une approche standardisée et centralisée.

Conclusions

Ce type d'échanges permet à mon avis de dresser des comparaisons utiles entre les normes de fonctionnement en vigueur dans un autre pays et d'identifier les domaines susceptibles d'être améliorés. Ces informations, alliées à notre compréhension de nos propres sites, peuvent contribuer à mieux cibler les inspections futures et, je l'espère, améliorer leur niveau de sûreté, tant pour le public que pour les travailleurs.

Le séjour plus long en France de Martin Sayers à la DSIN et la DRIRE Aquitaine devrait permettre à NII de nettement mieux comprendre les organismes et les raisons qui ont présidé à la définition du programme français d'inspection.

Les impressions d'un inspecteur britannique après un détachement de trois mois à l'Autorité de sûreté

par **Martin R. Sayers, Principal Inspector – Nuclear Installations Inspectorate, Health and Safety Executive**

Le 27 mars 1998, j'ai rendu ma carte d'inspecteur du HSE et j'ai quitté le Royaume-Uni pour un détachement de trois mois auprès de l'Autorité de sûreté nucléaire française, la Direction de la sûreté des installations nucléaires à Paris, ainsi qu'à la Direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement, la DRIRE Aquitaine à Bordeaux. L'objet de ce détachement était d'aboutir à un échange entre les Autorités de sûreté française et britannique, pour permettre à chacune de comprendre les méthodes de travail de l'autre. On espérait ainsi pouvoir comparer les pratiques respectives et, pour chaque Autorité de sûreté, identifier comment améliorer les méthodes de travail.

Lorsque j'ai quitté l'Université en Grande-Bretagne, j'ai travaillé pendant douze ans dans l'industrie nucléaire à la conception d'installations nucléaires chimiques, pour rejoindre ensuite le Nuclear Installations Inspectorate (NII) du Health and Safety Executive (HSE). Au cours des six premières années passées au HSE, j'ai été principalement chargé de l'évaluation de la centrale de

Sizewell B, le seul réacteur à eau sous pression du Royaume-Uni. Depuis quatre ans, je suis inspecteur responsable des réacteurs de recherche (actuellement cinq sites de recherche en Grande-Bretagne qui comprennent six installations nucléaires). Les réacteurs de recherche britanniques ont été construits dans les années 1960 et la plupart des sites sont aujourd'hui à un stade plus ou moins avancé de démantèlement.

Il y avait eu deux courts échanges franco-britanniques avec des inspecteurs de NII en 1997. Ces échanges avaient duré une semaine et concernaient des sujets propres aux inspections. L'échange particulier dans le cadre duquel j'étais détaché allait durer trois mois et son objectif était de mieux comprendre les méthodes de travail au quotidien, principalement à la DRIRE, mais également d'aborder les relations entre la DRIRE, la DSIN et l'IPSN. La DRIRE Aquitaine couvre une région dans laquelle sont représentés les trois paliers REP français, ce qui m'a permis de voir quelles sont les différences entre les premiers paliers REP et le plus récent.

- D'après mes observations, le système réglementaire français ressemble au système britannique à de nombreux égards. Le régime est non prescriptif et la sûreté est placée sous la responsabilité du titulaire de l'autorisation réglementaire. La France a retenu un système dans lequel on utilise des approbations et des décrets ou arrêtés ministériels pour contrôler les titulaires d'autorisations. C'est la direction de la DSIN qui délivre la plupart des autorisations. Depuis quelques années, la tendance qui s'est développée au Royaume-Uni est d'accorder davantage de responsabilités aux titulaires, aux évaluateurs indépendants et aux comités de sûreté locaux, le NII remplaçant par des conventions et des protocoles d'accord un grand nombre d'autorisations. Le pouvoir de préparer ces accords est hiérarchiquement délégué.
- A mon arrivée dans les bureaux de la DRIRE, ma première impression a été que cet organisme couvre une large gamme d'activités comprenant notamment la recherche et la technologie (innovation et création d'emplois pour les jeunes), le développement industriel, l'environnement, la sécurité (y compris les véhicules de transport), les poids et mesures et l'énergie (hydraulique, gaz, distribution de l'électricité, utilisation de l'énergie, véhicules électriques ou au GPL) jusqu'à la sûreté nucléaire. La sûreté nucléaire est un domaine d'activité qui a été plus récemment attribué à la DRIRE. A certains égards, l'organisation de la DRIRE ressemble à celle du HSE, où la sûreté nucléaire fait partie des différentes directions, au même titre que l'inspection des mines, des chemins de fer, des installations offshore, de l'agriculture, des usines, et des usines à risques chimiques.
- Si l'on compare cette situation avec celle de NII, du point de vue du personnel et des méthodes de travail, il y a deux principaux domaines où les différences sont importantes. Tout d'abord, nombre des inspecteurs y sont plus jeunes qu'à NII. Par ailleurs, il y a un roulement du personnel, qui est successivement affecté à tous les domaines couverts par la DRIRE. A NII, on recrute des ingénieurs et des scientifiques venant principalement de l'industrie nucléaire et ayant en moyenne dix ans d'expérience. La plupart des inspecteurs de NII restent dans le service jusqu'à leur départ en retraite. La seconde différence importante concerne les inspections proprement dites des sites. Les inspections que j'ai pu observer se déroulaient sur une journée et concernaient en général un domaine particulier : on part à destination du site et on en revient le même jour (en France, les bureaux de la DRIRE se situent dans les régions, mais cela peut tout de même représenter quelque 300 miles (480 km) aller et retour). Au Royaume-Uni, les inspections durent en général plusieurs jours : elles couvrent un certain nombre de thèmes ou peuvent être des inspections de type réactif ; les inspecteurs, qui sont affectés à un site particulier, passent en général une ou plusieurs nuits à proximité du site. Les inspecteurs britanniques effectuent non seulement des inspections planifiées et des inspections « réactives » mais sont également susceptibles de coordonner des inspections se composant d'équipes spéciales et consacrées à des thèmes particuliers.
- En France, les inspections (les « visites de surveillance ») semblent être de type « audit » : l'équipe se compose de personnel de la DRIRE, de la DSIN et/ou de l'IPSN. D'après ce que j'ai pu comprendre, cette organisation résulte du fait que l'expertise se répartit entre ces trois organismes : la DRIRE avec ses connaissances locales, la DSIN en tant qu'Autorité réglementaire, et l'IPSN chargé de l'expertise. Les inspections tendent à faire principalement l'objet de présentations par l'exploitant, les contrôles sur le terrain restant limités. Il est vrai que, pendant qu'elles sont en fonctionnement, les tranches REP ont de strictes consignes d'accès en zone contrôlée.
- Dans les locaux de la DSIN à Fontenay-aux-Roses, la différence d'âge avec les inspecteurs de NII est surprenante : nombre d'inspecteurs n'ont pas trente ans. De même, les sous-directeurs sont souvent jeunes. Alors que le NII est une unité opérationnelle, un poste à la DSIN semble constituer un passage obligé dans le système d'évolution de carrière d'un fonctionnaire, ce qui fait que le personnel est muté dans un autre service au bout de quelques années seulement, pour laisser la place à de nouvelles recrues. L'apport constant de personnel jeune au sein de la DSIN permet certes de brasser des

idées nouvelles : j'ai pu en effet constater que les gens qui y travaillent sont plus à l'écoute d'approches alternatives, aux dépens cependant de l'expérience accumulée. L'IPSN, qui dépend du CEA, semble être le moyen pour apporter l'expérience industrielle, tant en offrant son expertise qu'en permettant le détachement de personnel au sein de la DSIN.

- Au sein de l'IPSN, le DES perçoit directement de la DSIN des moyens importants. Ceci contraste avec le NII qui effectue le travail d'expertise, mais dispose d'un effectif nettement inférieur à celui du DES. Par ailleurs, le DES réalise également des études et analyses spécialisées qui, au Royaume-Uni, seraient menées pour le compte de NII par des organismes privés ou des universités.
- Dans les deux pays, les problèmes nucléaires se ressemblent. Tous deux disposent d'installations nucléaires chimiques allant de la production de combustible au retraitement. En France, l'industrie de production d'électricité d'origine nucléaire est importante : 80 % de l'électricité est en effet d'origine nucléaire, alors qu'au Royaume-Uni ce chiffre n'atteint que 20 %. L'industrie française bénéficie d'un atout majeur qui est la standardisation de ses centrales réparties en trois paliers REP en fonctionnement. Les sources d'énergie alternatives sont limitées en France et, contrairement à l'industrie électrique britannique qui est privatisée et où la concurrence est donc forte, Electricité de France est restée une compagnie électrique publique protégée des demandes de marchés ouverts et du secteur financier privé. Néanmoins, les problèmes liés à l'utilisation très poussée de prestataires que connaît actuellement l'industrie nucléaire britannique constituent également une préoccupation à laquelle l'Autorité réglementaire française doit porter toute son attention, étant donné que l'exploitation des tranches REP se prête fort bien au recours à des prestataires en période d'arrêts pour rechargement et maintenance.

- Alors que l'industrie nucléaire française ne décline pas, une part importante du parc nucléaire au Royaume-Uni est constitué d'installations nucléaires anciennes, tant pour les usines du cycle que pour les réacteurs. Ceci conduit à superviser une industrie en cours de déclasserement et les déchets qu'elle produit. Pour ce qui est des déchets, la DSIN et la DRIRE ont l'avantage de surveiller les titulaires d'autorisations ainsi que les autorisations liées aux déchets. La stratégie concernant le traitement des déchets radioactifs en France semble avoir certains avantages par rapport à celle du Royaume-Uni, puisque l'on y fait la distinction entre les déchets à durée de vie courte et ceux ayant une durée de vie plus longue.
- Tout comme au Royaume-Uni, l'exploitation nucléaire est soumise à l'obtention d'une autorisation dont les conditions entrent dans le cadre de la loi. En France, on inclut même les accélérateurs et les irradiateurs. L'Autorité réglementaire délivre également les différentes autorisations pour les appareils à pression, y compris les générateurs de vapeur des tranches REP.

En conclusion :

Les problèmes liés à la réglementation de l'industrie nucléaire tant en France qu'au Royaume-Uni se ressemblent. Par ailleurs, les approches réglementaires non prescriptives sont également similaires dans les deux pays. Les principales différences résultent vraisemblablement du système français de la fonction publique et sont dues au fait que le passage dans les services de l'Autorité réglementaire nucléaire représente une étape importante du développement de l'expérience des fonctionnaires français. L'énergie nucléaire est la principale source de production d'électricité en France et les ressources consacrées par la DSIN, la DRIRE et l'IPSN au contrôle de l'industrie nucléaire sont importantes. La méthode d'inspection, le nombre d'autorisations délivrées et la délégation de pouvoir sont cependant différents au Royaume-Uni.

Les participations « croisées » à des groupes d'experts

par **Philippe Saint Raymond**, directeur-adjoint – DSIN

L'un des dangers qui guettent les experts de la sûreté nucléaire est de fonctionner en vase clos, de se forger leur propre doctrine et d'éviter de la confronter à celle des autres. Pour pallier ce danger, outre l'ouverture de ses groupes permanents d'experts à des spécialistes d'autres activités à risques, comme les transports ferroviaires ou aériens, et plus généralement du « facteur humain », l'Autorité de sûreté a souhaité que se développe la participation, à ces groupes, d'experts étrangers.

Une telle participation n'est pas sans poser des problèmes, dont le premier et le plus évident est celui du langage : il n'est pas facile de participer à des discussions techniques, souvent rapides, dans une langue qui n'est pas la sienne. C'est pourquoi le groupe permanent d'experts chargé des réacteurs s'est ouvert d'abord à des experts suisse et belge, qu'ont successivement rejoints des collègues allemand et britannique, en attendant l'arrivée sans doute prochaine d'un espagnol. Les autres groupes d'experts suivent progressivement la même voie.

La coopération avec l'Allemagne mérite dans ce domaine une mention particulière, puisque c'est sur une base réciproque qu'elle s'est réalisée : des experts français participent également à la RSK, équivalent français du groupe d'experts chargé des réacteurs.

On trouvera ci-après les témoignages de quelques protagonistes de ces participations croisées.

Le point de vue d'un expert britannique au Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs

par **Richard Bye**, chef de la Nuclear and Hazardous Installations Policy Division – Safety Policy Directorate, Health and Safety Executive

La sûreté nucléaire relève clairement de la responsabilité du pays dans lequel les installations nucléaires sont implantées, mais elle suscite une grande préoccupation à l'échelle internationale et il est essentiel que les pays exploitant des réacteurs électro-nucléaires profitent de l'expérience accumulée dans les autres pays. Au Royaume-Uni, la réglementation des installations nucléaires est de la responsabilité du Health and Safety Executive (HSE), et nous considérons que les arrangements bilatéraux avec les Autorités de sûreté d'autres pays sont une des meilleures façons de se tenir informés des développements en matière de sûreté nucléaire à l'étranger. Un de nos arrangements les plus importants et les plus fructueux est celui qui a été signé avec la DSIN avec laquelle nous avons de

longue date des rencontres formelles d'un haut intérêt, tant au niveau technique qu'à celui du directeur de la DSIN et de notre Chief Inspector of Nuclear Installations. Nous avons été honorés d'être sollicités pour suggérer le nom d'un représentant de HSE pour être membre du Groupe permanent réacteurs (GPR), et, en janvier 1996, j'ai été nommé en tant qu'expert de ce Groupe.

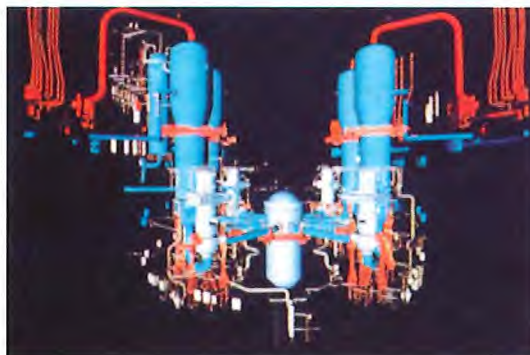
Nous n'avons pas de groupe similaire au Royaume-Uni et, de ce fait, le mandat du groupe et ses méthodes de travail sont d'un intérêt considérable. Le passé différent et les systèmes législatifs différents dans nos deux pays sont reflétés dans la manière dont nous travaillons, mais, bien que les méthodes de travail puissent être différentes, les résultats finals sont habituellement très semblables.

Au Royaume-Uni, nous n'avons qu'un seul réacteur à eau pressurisée et les autres appartiennent à la filière des réacteurs à gaz, les Magnox et les AGR, mais beaucoup de réunions du GPR ont un intérêt pour nous car elles abordent des problèmes d'actualité pour notre REP ou des problèmes plus généraux qui sont applicables à une grande variété de concepts de réacteurs. Nous sommes particulièrement intéressés par les nouvelles conceptions en cours de développement car elles reflètent la pensée la plus en pointe sur un large éventail de problèmes de sûreté. Le Royaume-Uni ne projette pas actuellement de construire un nouveau réacteur, mais la compréhension des problèmes discutés dans les réunions du GPR nous permet de réexaminer sous un angle nouveau les problèmes de sûreté rencontrés sur nos installations, et ainsi d'être préparés pour le futur.

J'ai été très impressionné par la grande quantité de savoir et d'expérience soumis à l'examen par les membres du GPR qui s'assurent que les recommandations faites au directeur de la DSIN ont été examinées à fond et reposent sur une base technique appropriée. Le GPR est attentif à ce que les rapporteurs de l'IPSN fournissent des explications claires sur les conclusions qu'ils tirent de leur évaluation des justifications de sûreté apportées par l'exploitant, et il donne également

l'occasion à l'exploitant de répondre et d'expliquer ses positions. Les deux côtés sont parfois interrogés longuement par les membres du GPR. Les méthodes de travail du GPR reposent sur une importante documentation, beaucoup plus formelle et peut-être bureaucratique que ce à quoi je suis habitué au Royaume-Uni, et elles procurent une excellente traçabilité du moment et des raisons des décisions. Ceci est important à une époque où les décisions prises par l'administration sont de plus en plus l'objet d'un examen attentif par le public.

Participer aux réunions du GPR durant ces deux dernières années a été pour moi très instructif, et je souhaite que la coopération entre HSE et la DSIN dans le domaine de la sûreté nucléaire se poursuive de façon aussi étroite.



Point de vue des français à la RSK

par Jean Scherrer, ingénieur général des mines

J'ai été nommé membre de la RSK à compter du 1^{er} janvier 1995.

D'entrée de jeu, j'ai perçu une organisation matérielle très structurée en recevant mon « classeur d'accueil » qui comprenait :

- une copie de la décision de nomination ;
- un engagement à retourner signé sur le respect de la confidentialité des débats de la commission ;
- le règlement intérieur de la RSK ;
- les modalités de remboursement des frais de participation aux réunions ;
- les listes des membres de la commission plénière et des différents « Comités » (Ausschuss) ;

– les prises de position de la RSK des dernières années.

Lors des premières réunions à Bonn, j'ai découvert que nous étions placés autour de la table de réunion en fonction de notre date de nomination et que j'avais bénéficié d'un traitement de faveur, ayant été nommé directement membre de la RSK plénière sans avoir participé pendant plusieurs années aux travaux d'au moins un comité.

Il est aussi apparu très vite que la participation aux seules réunions plénières ne me permettrait pas d'assister à des discussions techniques avec les appuis techniques, les experts des Länder ou les exploitants, car seules les

conclusions de ces discussions sont présentées en RSK plénière. J'ai donc décidé de participer au comité LWR (Leichtwasser-reaktoren/réacteurs à eau sous pression).

Ma présence à la RSK se situe dans le cadre d'une coopération entre les Autorités de sûreté française et allemande existant depuis plus de 20 années, coopération qui a été renforcée à l'occasion du projet EPR (European Pressurized water Reactor), réacteur dont la conception est assurée par un groupe de projet comprenant Framatome, Siemens, EDF et des électriciens allemands.

Dans un contexte où les Autorités de sûreté française et allemande visent, avec l'appui de leurs groupes d'experts respectifs, à porter un jugement de sûreté commun sur le futur réacteur EPR, ma participation à la RSK a donc pour but principal d'assurer une liaison entre, d'une part, la RSK et, d'autre part, l'Autorité de sûreté française et le groupe d'experts français GPR. De son côté, un expert allemand (de l'appui technique allemand GRS) participe aux travaux du GPR français.

Assurer une telle liaison nécessite la participation effective à un nombre significatif de réunions. Ainsi, en 1997, j'ai participé à 7 réunions plénières de la RSK (sur 9 réunions), à 5 réunions du comité LWR (sur 7 réunions) et aux 4 réunions conjointes GPR/RSK (alternativement en France et en Allemagne) ainsi qu'aux réunions préparatoires du GPR de ces réunions. Cela a donc représenté une charge de l'ordre de 20 journées de réunion par an dont 14 en Allemagne.

Mais il ne suffit pas de participer. Il faut aussi informer et rendre compte. Dans le cadre de mon obligation de confidentialité par rapport aux débats internes de la RSK et de ses comités, j'ai donc dû inventer un mode de compte rendu particulier réservé aux participants français du comité de liaison franco-allemand pour que l'information utile circule.

Après plus de 3 ans de participation régulière aux travaux de la RSK, un premier bilan peut certainement être tiré. Dans les réunions communes GPR/RSK des groupes d'experts, ma participation aux réunions préparatoires des deux groupes m'a quelquefois permis de détecter des incompréhensions entre mes

collègues français et allemands ou de comprendre qu'un dossier donné pouvait avoir plus d'importance pour l'une des parties que pour l'autre.

Pour donner un exemple précis, l'injection de sécurité prévue pour le réacteur EPR comporte en définitive des accumulateurs sous pression qui ne sont branchés que sur les branches froides du circuit primaire principal (c'est-à-dire sur l'entrée d'eau dans le cœur et dans le sens normal de circulation de l'eau primaire). Cette solution, identique à celle retenue pour les réacteurs existants en France, n'a donc posé aucun problème côté français. A l'inverse, en Allemagne, les réacteurs existants de la série Konvoi possèdent des accumulateurs susceptibles de se décharger en branche chaude et donc de déverser de l'eau au sommet du cœur. Au moment de l'analyse de cette solution, mes collègues allemands s'étaient convaincus de son intérêt pour la sûreté. Certains pensaient même que cette solution était un avantage particulier des réacteurs Konvoi. Accepter l'abandon d'une telle option méritait donc un développement particulier.

J'ai donc dû, d'une part, convaincre mes collègues français que ce dossier méritait un examen conjoint plus complet qu'ils ne l'imaginaient et, d'autre part, veiller à ce que les collègues allemands qui avaient pris en charge ce dossier reçoivent bien toute l'information dont ils avaient besoin. Après quelques mois d'examen de ce dossier côté allemand, qui a abouti à la conclusion que le refroidissement d'urgence proposé pour EPR assurait, compte tenu des paramètres d'exploitation de ce réacteur, un niveau de sûreté équivalent, et même en progrès sur certains paramètres, par rapport aux réacteurs Konvoi, une réunion conjointe GPR/RSK a ensuite permis d'acter que la solution proposée par le Projet EPR ne posait pas de problèmes de principe.

Ainsi, de telles participations croisées entre groupes d'experts permettent de mieux identifier les dossiers qui, du fait des pratiques antérieures de l'une des parties, méritent un examen approfondi, en veillant en particulier à surmonter les incompréhensions réciproques. C'est ainsi que plus récemment, Monsieur Moché, adjoint au chef du BCCN, participe au comité DK (Druckführende

Komponenten/appareils à pression) de la RSK et qu'un expert de ce même comité participe aux travaux de la Commission centrale des appareils à pression (Section permanente nucléaire) en France (voir article ci-dessous).

Que dire de plus ? Cette participation à la RSK est très enrichissante pour moi à titre personnel ; j'ai été très bien accueilli par tous les membres de la RSK qui sont majoritairement des professeurs-docteurs des Universités allemandes et par le secrétariat de la commission ; bien que j'aie fait de gros progrès dans la pratique de la langue allemande et que je

comprene bien les débats en allemands, je suis reconnaissant au président de la RSK de m'avoir autorisé à m'exprimer en anglais, car je maîtrise mieux dans cette langue le langage très technique de la sûreté nucléaire.

Je porte donc un jugement extrêmement positif sur cette participation au groupe d'experts allemand ; J'espère que ce sentiment positif est partagé par mes collègues allemands et français. C'est en effet à cette condition seulement que ma participation à la RSK pourra être considérée comme une réussite.

Les tribulations d'un Français à la RSK

par **Laurent Moché, adjoint au chef du Bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN)**

Les Autorités de sûreté franco-allemandes favorisent les participations croisées à leurs groupes d'experts. J'ai ainsi été nommé début 1997 membre du comité DK, qui est le corps d'experts allemands en appareils à pression nucléaires, jouant un rôle similaire à celui de la Section permanente nucléaire française (SPN). Double témoin de la SPN et du DK, quelles impressions puis-je tirer d'une première douzaine de séances ?

La morphologie du DK appelle peu de commentaires. Aligner des experts de compétences diverses (calculs, soudage, contrôles, etc.) conduit à une composition semblable en France et en Allemagne. Mes collègues sont généralement issus d'instituts, d'organismes de contrôle ou de l'appui technique GRS, voire de chez certains exploitants. De plus, le caractère fédéral allemand s'y retrouve, jusque dans le côtoiement des accents !

Le champ d'action du DK va au-delà des seuls appareils à pression, et s'étend à d'autres matériels mécaniques, tels que les internes de cuve.

En ce qui concerne le fonctionnement du DK, je constate que les séances successives voient revenir incessamment les mêmes sujets au fil des nouveaux éléments qui s'y greffent, sans qu'existe une synthèse autoportante.

En effet, le travail des experts s'inscrit dans la durée et puise dans l'expérience personnelle, mais fait également intervenir les réseaux ; plusieurs experts sont rattachés à d'autres institutions du « système », telles les sous-commissions des codes KTA. Cela permet au DK de déléguer, ponctuellement, des réflexions à des sous-comités composés de certains de ses membres.

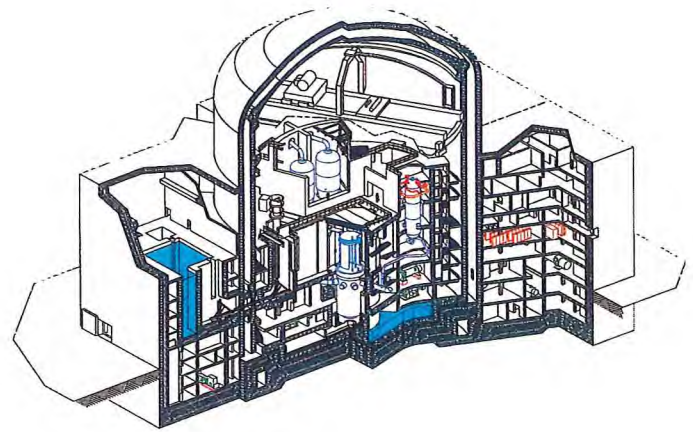
Les rapporteurs en DK sont souvent des exploitants plaidant leurs dossiers (alors « marqués » par leur organisme de contrôle). Bien qu'audition et délibération, contrairement à la pratique de la SPN, soient scindées, les experts sont en fait directement exposés au discours des exploitants sans aucun filtre, si ce n'est leur expérience sur le sujet.

Heureusement, un atout puissant du DK est sa capacité de veille et de recherche : veille du retour d'expérience international, glané par exemple auprès de la NRC ; recherche sur le comportement des matériaux, dont le DK se tient informé. Cela lui permet de recommander au Ministère des axes d'étude privilégiés. Cela concerne typiquement la corrosion des aciers austénitiques stabilisés : dossier récurrent... et source inépuisable de recherche.

En forçant le trait, le DK apparaît donc beaucoup plus partie prenante que son homologue français dans le jeu des démonstrations de sûreté, dont EDF est considéré comme premier responsable. Dans un contexte fédéral éclaté, le DK est le défenseur des doctrines et il a, plus que la SPN, le souci explicite d'en assurer la continuité d'interprétation. C'est typiquement le cas de la « Basissicherheit » (ensemble de règles requises pour postuler l'exclusion de rupture de tuyauteries). Le DK est aussi amené, plus souvent en pratique que la SPN, à se prononcer sur les évolutions des codes.

En revanche, la SPN s'en tient davantage à sa mission, consistant à émettre des recommandations sur des dossiers autoportants à l'intention de l'Autorité de sûreté. Les recommandations de la SPN me paraissent plus « opérationnelles » que celles du DK : elles sont par exemple entérinées en séance.

A l'actif du DK, sa capacité d'anticipation, à travers la R&D notamment, lui aura permis



Coupe de l'îlot nucléaire du réacteur EPR

une familiarisation plus précoce avec le projet EPR, dont SPN et DK devraient instruire certains dossiers en commun.

Même s'il convient d'affiner ces premières réflexions, cette expérience d'immersion en eaux allemandes pourrait contribuer à mettre de l'huile dans les rouages de la future coopération. Elle constitue en tout cas une expérience irremplaçable.

Assistance à une Autorité de sûreté devant autoriser du matériel nucléaire d'origine française : cas de la république populaire de Chine

par Jacques Rabouhams, sous-direction des relations internationales – DSIN

En 1986, la République populaire de Chine a passé commande à l'industrie française de deux tranches nucléaires de 1000 MWe pour le site de Daya Bay. L'Administration nationale de sûreté nucléaire chinoise, l'ANSN, qui venait d'être créée, s'était peu avant cette date tournée vers l'Autorité de sûreté française pour lui demander assistance afin d'être en mesure de délivrer les autorisations réglementaires correspondantes. Ceci a conduit à la signature en 1984 d'un premier arrangement entre l'ANSN d'une part, le Service central de la sûreté des installations nucléaires, prédécesseur de la DSIN et l'IPSN d'autre part, prévoyant entre autres la formation de personnel de l'Autorité de sûreté chinoise et une coopération en matière d'évaluation de la sûreté des réacteurs. Il a été complété en 1986 par un accord particulier entre l'ANSN et l'IPSN portant sur l'évaluation commune de la sûreté des deux réacteurs de Daya Bay. En 1994, les accords ont été remplacés par deux textes nouveaux, l'un entre l'ANSN et la DSIN, l'autre entre l'ANSN et l'IPSN. En parallèle, EDF a assuré à partir de 1985 la formation de personnel de l'exploitant chinois, Guangdong Nuclear Power Joint Venture Company (GNP-JVC).

L'évaluation de la sûreté des deux réacteurs s'est déroulée entre 1987 et 1993 sous la forme d'un travail en commun entre les experts français et chinois. Ainsi, pendant six mois en 1987, douze experts de l'IPSN et douze experts de l'ANSN ont travaillé en binôme à plein temps, pour analyser le rapport préliminaire de sûreté préparé par l'exploitant chinois avec le soutien de Framatome et d'EDF. La méthodologie, qui consistait à réfléchir séparément, puis toutes les semaines à mettre le travail en commun

avec son homologue étranger, a permis non seulement de faire avancer le projet mais également de former sur place les experts chinois à l'évaluation de sûreté. Les résultats, remarques et recommandations quant à la sûreté de l'installation en cours de construction étaient ensuite soumis à l'ANSN. La suite du projet, et en particulier l'évaluation des essais de démarrage et celle du rapport final de sûreté, s'est déroulée d'une façon similaire avec une équipe commune de vingt experts du côté IPSN et vingt experts du côté chinois.

Cette méthode de travail s'est avérée efficace. Si les premiers temps ont essentiellement été consacrés à de la formation, les experts chinois ont rapidement assimilé l'enseignement qui leur était dispensé et ont montré les progrès réalisés par la pertinence de leurs questions et remarques, et par leur participation active au travail d'évaluation.

De plus, de 1984 à 1997, quelque soixante-dix agents de l'ANSN et des instituts qu'elle utilise comme appuis techniques sont venus en France se familiariser avec la sûreté des réacteurs à eau sous pression et avec les méthodes d'évaluation de leur sûreté. Jusqu'en 1996, ces formations, d'une durée d'un an pour la plupart, ont été assurées par l'IPSN seul et prises en charge du point de vue financier par l'IPSN et le ministère des affaires étrangères. Ces stages ont systématiquement débuté par une formation à la langue française.

Au-delà de la phase de construction, d'évaluation de sûreté et de mise en service, l'ANSN a souhaité que la France assure une formation pour l'inspection et pour le suivi des arrêts de tranche, ce qui implique une participation en particulier des DRIRE : ainsi

un stagiaire a effectué une formation de neuf mois sur ces sujets à la DRIRE Rhône-Alpes.

Il est intéressant de mentionner que l'ANSN cherche également à développer une véritable coopération avec ses homologues français. Par exemple, les comités directeurs des accords avec l'IPSN et avec la DSIN se réunissent régulièrement pour évaluer le travail fait et pour convenir du programme de travail à venir. De plus, elle n'hésite pas à contacter l'Autorité de sûreté française pour lui demander son avis sur des problèmes particuliers. Ainsi, lorsque des anomalies de temps de chute des barres de contrôle ont été découvertes en 1995, elle a demandé à la DSIN de se prononcer formellement sur leur importance pour la sûreté et sur les moyens pour y remédier.



Séminaire ANSN-DSIN en 1997 à Pékin

Aujourd'hui, le bilan que l'on peut dresser de ce transfert de culture de sûreté est très positif.

Ce transfert a concerné tant le personnel de l'Autorité de sûreté que celui de l'exploitant. Ainsi, tandis que les futurs exploitants participaient à l'établissement des documents de sûreté (rapport de sûreté, règles générales d'exploitation, procédures) selon des critères internationalement reconnus, le personnel de l'Autorité de sûreté était formé à leur évaluation, le tout se déroulant dans un contex-

te homogène, tout en se basant sur le système réglementaire que la Chine s'était choisi et qui s'inspire largement des codes et guides NUSS de l'AIEA.

L'efficacité de ce transfert a été d'autant plus grande que les d'experts chinois, grâce à leur excellente maîtrise de la langue française après leur stage initial, ont été capables de travailler directement à partir des documents français : en plus d'un transfert de culture de sûreté, un véritable transfert d'expérience a pu être effectué, tant pour le personnel de l'exploitant que pour les membres de l'Autorité de sûreté et ses appuis techniques.

Enfin, l'assistance ne s'est pas limitée aux phases de construction et de mise en exploitation. Elle couvre également maintenant celles de l'inspection et des arrêts de tranche.

Toutefois, si un nombre non négligeable de stagiaires venus se former à l'IPSN a aujourd'hui quitté l'Autorité de sûreté chinoise et trouvé un emploi mieux rémunéré dans l'industrie et en particulier dans le nucléaire, nombreux sont ceux qui restent impliqués dans les activités réglementaires, à Daya Bay, mais aussi à Lingao, centrale également de fourniture française en cours de construction.

En revanche, l'Autorité de sûreté française ne pourra qu'être inquiète si la réforme de l'administration chinoise décidée par le nouveau Premier ministre a une incidence sur les effectifs de l'Autorité de sûreté, alors que ce pays a décidé de faire appel à des filières diversifiées de réacteurs nucléaires, Candu, VVER et réacteur rapide. En effet, ceci impliquera de constituer des équipes spécialisées dans chacune de ces filières, augmentant ainsi les besoins en personnel. Quoi qu'il en soit, l'Autorité de sûreté française et l'IPSN sont prêts à poursuivre leur coopération avec l'Autorité de sûreté chinoise.

Les relations internationales de la DSIN en matière de gestion de déchets radioactifs : entre échanges techniques et lobbying

par **Olivier Brigaud**, adjoint au sous-directeur chargé de la gestion des déchets radioactifs – DSIN

Le domaine de la gestion des déchets nucléaires donne lieu à de nombreux échanges au niveau international tant entre les exploitants nucléaires qu'entre les Autorités de sûreté. Ces échanges se placent soit dans un cadre bilatéral réunissant deux pays, soit dans un cadre multilatéral, dans des enceintes telles que l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), à Vienne, ou l'Agence de l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE, à Paris.

Le fondement de ces discussions internationales est d'échanger des informations utiles sur des dossiers nationaux et d'organiser le meilleur retour d'expérience possible concernant les pratiques des différents pays. Cet échange, lorsqu'il est fructueux, conduit à une meilleure coordination des approches de sûreté et contribue à une meilleure sûreté nucléaire. Il apparaît comme d'autant plus important que certains sujets relatifs à la gestion des déchets sont, somme toute, encore relativement neufs et méritent d'être enrichis par des expériences diverses.

Trois exemples concernant la gestion de déchets radioactifs vont être développés ci-après, qui illustrent, chacun à sa manière, la façon dont la DSIN tire profit dans ses actions des relations qu'elle entretient avec ses partenaires étrangers.

- Le premier exemple correspond à un travail de fond réalisé conjointement par les deux Autorités de sûreté française et allemande, la DSIN et le BMU (Bundesministerium für Umwelt Naturschutz und Reaktorsicherheit). Celles-ci se rencontrent de manière institutionnelle plusieurs fois par an dans le cadre d'un comité de sûreté franco-allemand (Deutsch-Französischer Direktionsausschuß, DFD) auquel sont associés leurs experts techniques, l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) et la Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS). Ce comité a décidé, il y a quelques années, de créer un groupe de travail destiné à comparer les stratégies des deux pays sur le cycle du combustible. Il est ressorti de ce groupe de travail qu'il serait utile de comparer également les approches française et allemande d'évaluation de sûreté

à long terme en matière de stockages profonds de déchets radioactifs en mettant en perspective, d'une part, l'expérience acquise outre Rhin avec les sites de stockage existants (Morsleben) ou à venir (Konrad, Gorleben) et, d'autre part, les réflexions en cours en France. A cette fin, un groupe de travail, copiloté par la DSIN et le BMU, a rassemblé des experts de l'IPSN, de GRS, de l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA) et du Bundesamt für Strahlenschutz (Bfs), l'exploitant des centres de stockage de déchets radioactifs allemands. Il s'est réuni à 5 reprises avant de remettre, en 1997, un rapport d'étape identifiant les grandes lignes à suivre pour une démarche franco-allemande d'harmonisation des approches d'évaluation de sûreté à long terme en matière de stockages profonds de déchets radioactifs. Sur cette base et à la demande de la DFD, le groupe de travail a poursuivi ses travaux en 1998. Ils se concluront à la fin de l'année 1999 par la rédaction d'un document de réflexion qui doit présenter une approche harmonisée conduisant à améliorer les évaluations de sûreté qui seront menées en Allemagne et en France.

Ce document sera présenté pour discussion conjointement au Groupe permanent français d'experts chargé d'examiner à la demande de la DSIN les dossiers relatifs au stockage de déchets radioactifs et à son homologue allemand, la Reaktor-Sicherheitskommission (RSK). A l'issue de cette étape, le document pourra, le cas échéant, faire l'objet, en France, d'une transcription sous forme d'une règle fondamentale de sûreté (RFS).

Pour être complet, on peut dire que l'Autorité de sûreté française et son expert technique, l'IPSN, participent sur le même sujet à divers forums internationaux sous l'égide de l'AIEA, de l'OCDE ou de la Commission européenne. Mais, il faut bien reconnaître que les échanges ne sont pas aussi riches sur le plan des concepts que ceux menés dans le cadre bilatéral franco-allemand. En effet, dans le cadre multilatéral, la volonté d'aboutir à un document écrit de consensus conduit bien souvent à édulcorer

les discussions sur le fond pour se concentrer sur les questions de forme.

- Le deuxième exemple illustre dans quelle mesure la connaissance par la DSIN des instances internationales et ses relations avec ses homologues étrangers lui permettent de faire un lobbying efficace, c'est-à-dire de faire connaître et accepter ses positions. Dans le cas présent, l'objet de ce lobbying a été la clarification au niveau international des règles de gestion de déchets très faiblement radioactifs. Ce sujet a été porté sur le devant de la scène en France au début des années 90, à l'occasion de la découverte de pratiques peu rigoureuses (affaire Radiacntrôle, par exemple). Pour répondre à cette situation, la DSIN a lancé en 1994 une démarche de rationalisation qui a remis en cause les façons de penser des intervenants du monde nucléaire. Pour résumer, il est apparu nécessaire de substituer aux pratiques traditionnelles de « libération » (c'est-à-dire de remise dans le domaine public) de déchets très faiblement radioactifs une approche fondée sur des filières autorisées et contrôlées dont l'impact aurait fait l'objet d'une évaluation a priori. Cette démarche française originale a suscité scepticisme et incompréhension chez nos partenaires étrangers, tant du côté des Autorités de sûreté que du côté des exploitants nucléaires. Ce n'est qu'aujourd'hui, en 1998, que l'on peut affirmer avoir commencé à convaincre certains de nos interlocuteurs. Cette évolution tient à un effort soutenu d'explication à l'occasion de réunions bilatérales régulières entre autorités de sûreté ou de groupes de travail ad-hoc (avec le BMU allemand et le CSN espagnol, par exemple) et à l'occasion de conférences internationales organisées par l'AIEA ou l'OCDE. Ces efforts ont été marqués par la rédaction d'un communiqué d'accord franco-allemand sur le sujet et la tenue d'une réunion d'experts organisée par l'AIEA en mai 1997 qui a débouché sur la décision, entérinée en 1998 par les Etats membres de l'AIEA, d'élaborer un Guide de sûreté (Safety Guide). Ce document, qui intégrera les idées françaises, regroupera un ensemble de recommandations destinées à rationaliser la gestion des déchets de très faible radioactivité. Il sera publié par l'AIEA et mis à la disposition de ses Etats membres dans environ deux ans. Ce délai devra être mis à profit pour continuer le travail d'explication entrepris il y a déjà quelques années.

- Le dernier exemple montre l'importance que peut prendre le retour d'expérience international dans le contrôle quotidien de la sûreté des installations nucléaires de base françaises. Le 11 mars 1997 s'est produit au

Japon, dans une usine de Tokai Mura, une explosion qui a dévasté une installation de conditionnement de déchets radioactifs. L'industrie nucléaire française compte deux installations nucléaires de ce type qui ont fait l'objet, dans les jours qui suivirent, de visites de surveillance visant à vérifier que ne pouvaient être réunies les conditions pouvant conduire à une situation accidentelle telle que celle qui s'est produite au Japon. Les constats réalisés à l'occasion de l'une des visites ont conduit la DSIN à suspendre l'autorisation de l'installation concernée en attendant que le retour d'expérience de l'accident japonais soit pris en compte de manière satisfaisante.

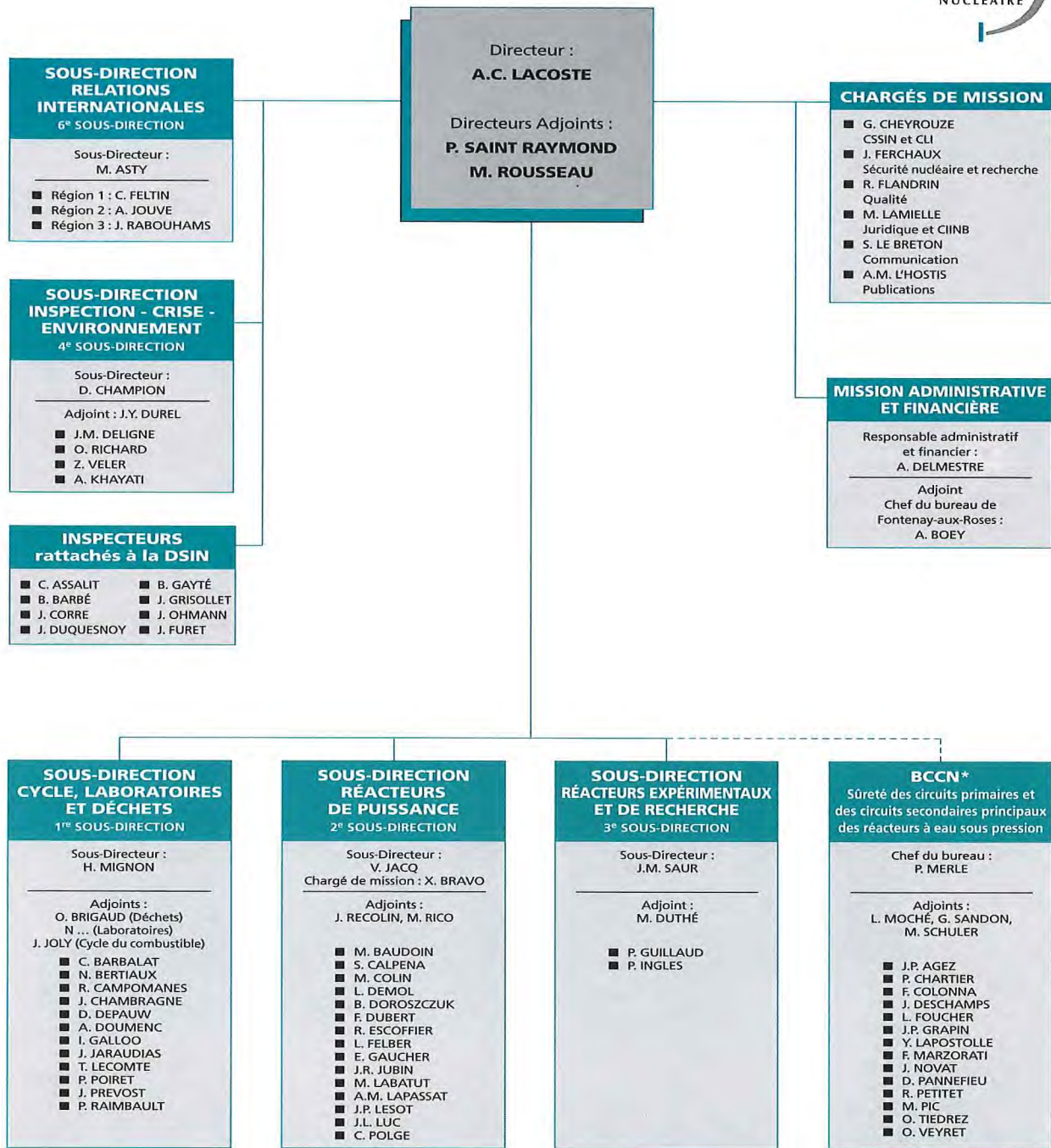
Ces trois exemples illustrent les multiples facettes de l'action internationale de la DSIN. On pourrait ajouter, en complément de ces exemples, les actions de formation de membres d'Autorités de sûreté des Pays de l'Est dans le cadre des programmes de coopération européens ou encore l'implication forte de la DSIN dans les travaux qui ont conduit à la préparation et à l'adoption, sous l'égide de l'AIEA, d'une *Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs*.

Au total, dans le domaine de la gestion des déchets, c'est environ l'équivalent de 40 hommes/jours qui est annuellement dévolu par les ingénieurs de l'Autorité de sûreté à l'entretien de contacts avec des homologues étrangers. Cette politique débouchera en 1998 sur un échange de deux inspecteurs pendant deux semaines chacun entre les Autorités de sûreté française et espagnole. A cette occasion, seront confrontées les expériences française et espagnole sur l'acceptation de colis de déchets sur les centres de stockage homologues d'El Cabril et de l'Aube. Chacun des inspecteurs assistera notamment, en réel, à une visite de surveillance réalisée par son partenaire.

La réussite des actions d'échanges techniques et de lobbying présentées ci-dessus tient en peu de mots : permanence, crédibilité, professionnalisme et ouverture. Permanence car les projets ne peuvent germer et fructifier que dans un contexte de durée où la confiance entre les partenaires s'installe et où s'établit un réseau de personnes qui se connaissent. Crédibilité et professionnalisme car ces qualités conditionnent la réceptivité de nos partenaires à nos arguments et à nos informations. Ouverture enfin car nul ne détient seul la vérité ; pour progresser en matière internationale, il convient de faire preuve d'une grande capacité d'écoute et d'une bonne compréhension des modes de raisonnement de ses partenaires.

Direction de la sûreté des installations nucléaires

Organigramme au 1^{er} juillet 1998



* Bureau de Contrôle des Chaudières Nucléaires de la DRIRE Bourgogne

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

Directeur de la publication : André-Claude LACOSTE, directeur de la sûreté des installations nucléaires
Rédacteur en chef : Anne-Marie L'HOSTIS
Assistante de rédaction : Christine MARTIN
Coordination du dossier : Michel ASTY
Photos : PHOTOGRAM-STONE IMAGES, DSIN (J. Rabouhams, C. Feltin), Direction de la Santé du Luxembourg, NRC, EDF

ISSN : 1254-8146

Commission paritaire : 1294 AD
Imprimerie : Louis-Jean, BP 87, GAP Cedex

LE MAGAZINE TÉLÉMATIQUE MAGNUC



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

En France : 36 14

A l'étranger : 33 8 36 43 14 14

Code : MAGNUC