

LA TRIBUNE EUROSAFE

#0002
OCTOBRE
2002

SÛRETÉ DES RÉACTEURS

DANS LES ÉTATS D'ARRÊT
ET LES ÉTATS À FAIBLE
NIVEAU DE PUISSANCE

- Etudes probabilistes de sûreté
- Retour d'expérience international
- Aspects de radioprotection
- Problèmes organisationnels et humains
- Effets des contraintes économiques



Daniel Quéniart et Lothar Hahn

Nous sommes heureux de vous présenter le deuxième numéro de *La Tribune Eurosafe*, périodique consacré à la sûreté nucléaire et destiné à un lectorat composé des différentes parties intervenant dans le débat sur la sûreté nucléaire : scientifiques, chercheurs, experts, exploitants, industriels, autorité de sûreté nucléaire, ONG, pouvoirs publics et médias. Ce numéro s'intéresse spécifiquement à la sûreté des réacteurs dans les états d'arrêt et les états à faible niveau de puissance. Au cours de la dernière décennie, ce sujet s'est révélé comme une question majeure de sûreté nucléaire. Les résultats des recherches dans ce domaine sont maintenant pris en compte dans des règles et guides de sûreté, comme dans le guide de sûreté relatif aux EPS, dans les normes de sûreté du KTA ou dans la définition des critères de déclaration d'une situation d'urgence sur un site. Cela aboutira à court terme à attacher une attention particulière aux aspects de sûreté associés aux opérations de mise à l'arrêt et a déjà conduit dans certains pays à une étude approfondie des états d'arrêt et des états à faible puissance dans le cadre du réexamen périodique de sûreté des centrales nucléaires en service. Dans un proche avenir, d'autres pays introduiront ces études dans le réexamen périodique de sûreté.

Le traitement des états d'arrêt et des états de faible puissance est également un bon exemple de la convergence croissante des approches de sûreté nucléaire. Depuis le début des études, on constate une coopération étroite entre les experts concernés, que ce soit au sein des groupes de travail de l'AIEA et de l'OCDE ou dans d'autres groupes de travail internationaux comme COOPRA (Co-Operative Probabilistic Risk Assessment). Cela a renforcé les synergies au cours des études et favorisé la convergence des approches de sûreté.

La convergence des pratiques techniques de sûreté a été choisie comme sujet du prochain Forum Eurosafe qui doit se tenir à Berlin les 4 et 5 novembre 2002. Nous serons heureux d'accueillir un grand nombre d'experts du domaine de la sûreté nucléaire à ce forum qui se révèle de plus en plus comme une plate-forme de présentation et de discussion des évolutions récentes dans la sûreté nucléaire en Europe.

Nous vous souhaitons une bonne lecture et vous rappelons que *La Tribune Eurosafe*, imprimée en anglais, est également disponible en allemand et en français sur les sites Web de la GRS¹ (www.grs.de), de l'IRSN² (www.irsn.org) et d'Eurosafe (www.eurosafe-forum.org). ●

1 - Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit.
2 - Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire.

SOMMAIRE

Etudes probabilistes de sûreté p. 4

► **Le risque associé à un réacteur nucléaire peut être plus élevé dans des conditions d'arrêt que dans des conditions de marche en puissance**
Par Jeanne-Marie Lanore et Dieter Müller-Ecker p. 4

► **L'expérience allemande de l'évaluation de la sûreté des réacteurs dans les états d'arrêt et les états à faible niveau de puissance**
Par Wolfgang Renneberg p. 7

Retour d'expérience international p. 9

► **Sûreté dans les états d'arrêt: leçons tirées de l'expérience d'exploitation**
Par Jacques Verlaeken et Jose Balmisa p. 9

► **A la recherche de bonnes pratiques**
Par Tsonka Grosdéva p. 14

Aspects de radioprotection. . . p. 18

► **Radioprotection, la nécessité d'une politique globale**
Par Jukka Laaksonen p. 18

► **Mise à l'arrêt définitive: prendre le temps de planifier au mieux**
Par Carl-Göran Lindvall p. 21

Problèmes organisationnels et humains p. 23

► **Aspects de sûreté de la gestion opérationnelle pendant les opérations à l'arrêt et à basse puissance: l'expérience de GKN**
Par Eberhard Grauf p. 23

► **Problèmes organisationnels: le point de vue d'un organisme de réglementation**
Par Lajos Vöröss p. 29

Effets des contraintes économiques p. 33

► **Augmenter la disponibilité signifie augmenter la sûreté**
Par Julio González p. 33

LE RISQUE ASSOCIÉ À UN RÉACTEUR NUCLÉAIRE PEUT ÊTRE PLUS ÉLEVÉ DANS DES CONDITIONS D'ARRÊT QUE DANS DES CONDITIONS DE MARCHÉ EN PUISSANCE

Par Jeanne-Marie Lanore, Directeur des études probabilistes de sûreté, Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), et Dieter Müller-Ecker, Chef de projet, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)

■ Les premières études probabilistes de sûreté (EPS) effectuées sur des centrales nucléaires n'envisageaient que les séquences d'accidents susceptibles de se produire lorsque la centrale fonctionne à la puissance nominale, admettant implicitement que le risque est beaucoup plus faible en période d'arrêt. A la suite de plusieurs incidents observés dans des centrales nucléaires de nombreux pays pendant des arrêts, les premières EPS effectuées en France ont étudié le risque de fusion du cœur lorsque le réacteur est en condition d'arrêt. Les résultats ont indiqué une contribution significative de ce risque, encore supérieur pour certaines configurations de centrales au risque constaté lors du fonctionnement à la puissance nominale. Par la suite, ces résultats ont été confirmés par toutes les études similaires réalisées dans d'autres pays, y compris en Allemagne. Ces résultats ont conduit à la mise en œuvre d'améliorations majeures en matière de sûreté.



Jeanne-Marie Lanore, IRSN



Dieter Müller-Ecker, GRS

L'objet d'une EPS consiste à évaluer le niveau de sûreté et le bilan de sûreté d'une installation technique du type d'une centrale nucléaire. Cette étude est effectuée à l'aide de méthodes probabilistes et elle est fondée sur une identification aussi complète que possible de toutes les combinaisons, appelées séquences d'accidents, de défaillances matérielles et/ou humaines qui pourraient mener à des conséquences graves. L'étude quantitative est fondée sur des données élémentaires fournies par l'expérience d'exploitation concernant les composants de l'installation technique. Dans le cas d'une centrale nucléaire, la première conséquence grave envisagée est généralement une fusion du cœur. La fréquence

de la fusion du cœur est une indication du niveau de sûreté – ou de risque – d'une centrale et l'importance des pièces défectueuses, une indication du bilan de sûreté du système de sûreté. Ce type d'évaluation est réalisé dans de nombreux pays depuis plus de trente ans.

En France, deux EPS de REP ont été effectuées en 1990 par Electricité de France (EDF) et l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), qui a fusionné avec l'OPRI pour créer l'IRSN. La première de ces études (EPS 900) concernait un réacteur conventionnel de la série 900 MWe et fut réalisée par l'IPSN.

La seconde étude (EPS 1300) fut réalisée par EDF pour une tranche représentative de la série 1300 MWe.

► **Résultats des EPS.** Un résultat intéressant de ces EPS a été la contribution significative des conditions d'arrêt à la fréquence de fusion du cœur par année-réacteur; cette contribution était en effet du même ordre de grandeur que dans le cas du fonctionnement en puissance (environ 1/3 de la fréquence totale de fusion du cœur pour l'EPS 900 et 1/2 pour l'EPS 1300). Ces résultats indiquent que la fréquence de fusion du cœur par unité de temps est plus élevée pendant les arrêts que pendant le fonctionnement à la puissance nominale.

A la suite de ces constatations, des études ont été lancées en Allemagne pour examiner l'importance des séquences d'accidents pendant l'arrêt pour des REP allemands. Ces études ont été réalisées par la GRS (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit) pour le compte du ministère fédéral de l'environnement, de la protection de la nature et de la sûreté des réacteurs (BMU) et elles ont conduit aussi à certaines améliorations des REP allemands. Une EPS essentielle incluant les états d'arrêt pour une centrale moderne de Konvoi s'est terminée en 2000. Les constatations concernant les séquences d'accidents pendant les états d'arrêt ont été similaires aux constatations faites au cours des EPS effectuées en France.

Dans toutes les études, la fréquence de fusion du cœur était particulièrement élevée en cas de défaillance du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt pendant l'exploitation à mi-boucle car l'opérateur dispose alors de très peu de temps pour prendre des mesures du fait de la faible quantité de réfrigérant primaire. D'autres séquences particulières déclenchées par une déboration intempestive du réfrigérant primaire ont également été

identifiées. Une déboration rapide pourrait conduire à un accident de réactivité aux graves conséquences.

Plusieurs raisons peuvent expliquer ces constatations. En effet, pendant l'arrêt, de nombreux équipements sont indisponibles pour des besoins de maintenance et plusieurs systèmes automatisés sont inopérants. Dans de nombreuses situations d'accident, l'intervention de l'opérateur est donc nécessaire dans le cas où les alarmes, indicateurs et procédures de conduite sont limités ou inexistantes.

► **Modifications des centrales.** Les dispositions qui ont résulté des études diffèrent quelque peu en France et en Allemagne compte tenu des observations particulières et du type de série de centrales dans les deux pays.

En France, l'autorité de sûreté a demandé à EDF de proposer des modifications des centrales visant à réduire la fréquence des séquences dominantes. Ces séquences étaient similaires pour les séries 900 MWe, 1300 MWe et 1450 MWe et ont conduit à des modifications pour toutes. EDF a immédiatement proposé des mesures préliminaires: prise de niveau, spécifications techniques conduisant à éviter les situations les plus critiques, formation d'opérateurs. Après une réévaluation de sûreté plus complète, des mesures définitives ont été proposées, en particulier des alarmes, des systèmes automatisés et des procédures de conduite améliorées pour aider les opérateurs.

L'autorité de sûreté a considéré que la fréquence de fusion du cœur évaluée était réduite de façon significative par ces mesures, qui devraient rapidement être mises en œuvre dans toutes les centrales.

Par ailleurs, quelques nouvelles →



Centrale nucléaire de Daya Bay.

→ séquences importantes ont été identifiées au cours de l'analyse, en particulier celles qui conduisent à une surpressurisation à froid et, par conséquent, à un risque de rupture de la cuve du réacteur. Pour éviter ce risque, de nouvelles modifications de conception et d'exploitation ont été décidées.

En Allemagne, les améliorations furent, au début, très spécifiques à chaque centrale. Pour l'essentiel, un plus grand nombre de trains de sécurité a été mis à disposition pendant l'exploitation à mi-boucle (par exemple, les trains RRA, les accumulateurs) et, à l'inverse, les travaux de maintenance ont été limités; la période d'essai de la prise de niveau a été optimisée et – point extrêmement important – une procédure axée sur les symptômes permettant de faire face aux séquences d'accidents a été élaborée et intégrée à la formation des opérateurs. A long terme, la nécessité d'EPS pour les états d'arrêt sera introduite dans

les directives d'EPS pour le réexamen périodique de sûreté. Une EPS d'arrêt est malgré tout exigée pour certaines centrales par l'autorité de sûreté des Länder.

► **Perspectives.** Les études ont démontré que l'idée initiale selon laquelle le risque serait négligeable au cours des arrêts en raison d'un large délai de grâce n'est pas juste dans tous les cas. En plus des enseignements qu'elles ont fournis concernant la sûreté des centrales, les EPS ont souligné que, dans de nombreux cas, la connaissance du comportement de la centrale pendant une séquence d'accident était insuffisante. Pour évaluer, par exemple, les conséquences physiques de l'injection ou de la formation d'eau déborde dans le circuit primaire, il a été et il demeure nécessaire d'effectuer des calculs, voire des expériences de neutronique et de thermo-hydraulique. La détermination des conséquences d'une surpression à froid nécessite également des études physiques et mécaniques pour certaines centrales. Les EPS pour situations d'arrêt ont à ce jour conduit à d'importantes améliorations de la sûreté des centrales ainsi qu'à une amélioration des connaissances sur le comportement de la centrale au cours de situations particulières d'accident qui continuent d'être étudiées. En Allemagne, en particulier, une EPS a été lancée pour les états d'arrêt d'un REB de type 69. ■

L'EXPÉRIENCE ALLEMANDE DE L'ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ DES RÉACTEURS DANS LES ÉTATS D'ARRÊT ET LES ÉTATS À FAIBLE NIVEAU DE PUISSANCE

■ Conformément aux exigences de la loi atomique allemande concernant les précautions contre les risques associés à l'exploitation des centrales nucléaires, le ministère fédéral de l'environnement, de la protection de la nature et de la sûreté des réacteurs (BMU) a confié à la GRS l'évaluation continue des états d'arrêt et de bas niveau de puissance. Les études ont montré que ces états contribuent de façon importante aux situations non maîtrisables par les systèmes de sauvegarde d'une centrale nucléaire. Leurs résultats ont déjà conduit à un certain nombre d'améliorations spécifiques des différentes centrales et fournissent une assise technique à la préparation de guides de sûreté. Ce travail impliquait également un échange d'expérience avec d'autres pays exploitant des centrales nucléaires (à savoir la France, la Suisse et les Etats-Unis d'Amérique) dans lesquels des études similaires étaient menées. Wolfgang Renneberg résume le travail effectué.

L'un des objectifs fondamentaux de l'organisme de réglementation fédéral au ministère fédéral allemand de l'environnement, de la protection de la nature et de la sûreté des réacteurs (BMU) consiste à limiter autant que possible les risques résultant de l'exploitation des centrales nucléaires. A cet effet, la sûreté des centrales nucléaires doit être analysée très à l'avance – avant toute apparition d'un danger – afin que des contre-mesures adaptées puissent être prises à temps.

▼ Dans le cadre de projets lancés par le BMU et d'autres projets internationaux de recherche sur la sûreté nucléaire, on a pu constater que des séquences d'événements survenant en dehors du fonctionnement en puissance de la centrale – ou, par exemple, pendant une exploitation à bas niveau de puissance lors d'un arrêt programmé – peuvent également être très importantes pour la sûreté et que leur contribution à la probabilité totale de situations d'incidents ne peut pas être

Par Wolfgang Renneberg
Ministère fédéral de la sûreté nucléaire,
Ministère fédéral allemand de l'environnement

●●● négligée. Les résultats ont déjà conduit à un certain nombre de mesures d'amélioration, en particulier dans le domaine des procédures.

▼ Compte tenu de ces résultats et en raison des différents états du système pendant les situations d'arrêt et de bas niveau de puissance ainsi que des différences dans la façon dont les événements déclencheurs sont maîtrisés par rapport aux situations de fonctionnement en puissance, le développement des méthodes d'étude a dû être poursuivi.

▼ Le but du travail réalisé par la GRS pour le BMU a été et demeure l'évaluation continue de séquences d'événements dans les centrales à réacteur à eau sous pression (REP) dans les conditions limites des états d'arrêt et de bas niveau de puissance en vue de déterminer leur importance pour la sûreté et de fournir une base technique à la préparation de guides de sûreté. L'adaptation aux réacteurs à eau bouillante (REB) de la méthodologie ainsi élaborée fera l'objet d'autres études.

▼ Une partie du travail consiste en un échange d'expérience avec l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) français, avec la Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) suisse et avec la United States Nuclear Regulatory Commission (US NRC). Ce mode de travail

permet de prendre en compte les dernières évolutions internationales et de présenter les activités allemandes pour un débat au niveau international.

▼ Pour le compte du BMU, la commission allemande de sûreté des réacteurs a analysé les résultats et en est arrivée à la conclusion que des études systématiques plus approfondies sur les situations non maîtrisables par les systèmes de sauvegarde au cours des opérations à l'arrêt et à bas niveau de puissance étaient nécessaires car il se pourrait que ces états représentent une part importante de la fréquence totale de ces situations. Il est en principe obligatoire, conformément à la loi atomique allemande, de prendre des précautions contre les risques des états d'arrêt et de bas niveaux de puissance.

▼ L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et l'Organisation de coopération et de développement économique (OCDE) ont également favorisé l'échange international d'expérience dans le but d'une harmonisation ultérieure. Ces activités internationales ajoutées à d'autres ont montré qu'au niveau international, l'évaluation des états d'arrêt et de bas niveau de puissance du point de vue de la sûreté entre très souvent dans le cadre d'études obligatoires en matière de sûreté. ●

SÛRETÉ DANS LES ÉTATS D'ARRÊT : LEÇONS TIRÉES DE L'EXPÉRIENCE D'EXPLOITATION

Par Jacques Verlaeken, Coordinateur du retour d'expérience, Association Vinçotte Nuclear (AVN), et Jose Balmisa, Chef de projet de centrale nucléaire, Conseil de sûreté nucléaire (Consejo de Seguridad Nuclear : CSN)

■ Contrairement à la croyance générale selon laquelle le fonctionnement en puissance constitue la situation présentant les plus grands risques, de nombreux exemples issus de l'expérience internationale de l'exploitation des centrales montrent que les états d'arrêt peuvent engendrer des situations gravement problématiques. Les leçons tirées de cette expérience suggèrent des possibilités d'améliorations dans de nombreux domaines tels que les principes de sûreté, la lutte contre l'incendie, l'instrumentation, les procédures, la formation et les plans d'intervention en cas d'imprévu, les conditions limites d'exploitation et la conception des réacteurs. Plutôt que d'augmenter encore la complexité du système de sûreté, ces améliorations peuvent reposer sur une meilleure planification et sur de meilleurs plans d'intervention en cas d'imprévu, sur une instrumentation fiable et sur une forme spécifique de « culture de la sûreté des états d'arrêt » partagée par tous les acteurs.

Pourquoi se préoccuper des états d'arrêt ? L'approche de l'évaluation formelle de sûreté des centrales nucléaires consiste à sélectionner des incidents et accidents représentatifs que l'on analyse selon des hypothèses prudentes pour justifier des éléments de conception tels que les systèmes de sûreté automatiques. L'un des critères est que les opérateurs doivent disposer d'un « délai de grâce » d'au moins 10 minutes (à partir de la constatation d'un incident/accident) avant toute action de commande manuelle. Pendant ce délai, toutes les modifications – s'il y a lieu – de l'état de la centrale doivent être automatiques. Cette philosophie explique pourquoi plusieurs états de la centrale survenant



Jacques Verlaeken, AVN

pendant l'arrêt ne sont pas formellement évalués, sous le prétexte d'une dynamique beaucoup moins grande que pendant le fonctionnement en puissance : absence d'énergie nucléaire implique chaleur de décroissance uniquement. L'expérience d'exploitation et le développement des études probabilistes de la sûreté (EPS) ont cependant mis en évidence le fait que ces états d'arrêt peuvent contribuer de façon significative à la fréquence des dommages causés au cœur et, par conséquent, au risque global.

■ Peu de temps après l'arrêt, la charge élevée de la chaleur de décroissance réduit notablement le temps dont on dispose pour rétablir le refroidissement à l'arrêt avant l'ébullition ou le dénoyage du cœur, en →

→ particulier lorsque la quantité d'eau est au plus bas (par exemple, dans un REP pendant ce que l'on appelle le fonctionnement à mi-boucle, c'est-à-dire la période pendant laquelle le niveau du réfrigérant du réacteur est ramené – en vue d'opérations de maintenance – au-dessous du haut de la tuyauterie primaire).

■ Lors des mises à l'arrêt et pendant les arrêts programmés pour rechargement, les diverses activités menées peuvent augmenter les risques d'incendie dans les systèmes touchant à la sûreté.

■ La tension imposée au personnel et une sollicitation importante des programmes ont été identifiées comme contribuant notablement aux erreurs commises pendant les activités d'arrêt.

■ Les conditions limites d'exploitation¹ des systèmes de refroidissement du cœur à l'arrêt, des systèmes de refroidissement de secours du cœur et des systèmes de l'enveloppe de confinement peuvent ne pas être suffisamment détaillées pour faire face au nombre et à l'importance en termes de risque des configurations utilisées.

■ D'importantes variations existent dans l'instrumentation mise en place.

Les événements les plus importants pour des REP sont la défaillance du circuit de refroidissement à l'arrêt², la mise sous pression potentielle et la déboration. La défaillance du circuit de refroidissement peu de temps après l'arrêt de la centrale peut rapidement conduire à l'ébullition en masse et au dénoyage éventuel du combustible si le refroidissement n'est pas rétabli. Dans les situations à mi-boucle, l'augmentation de la pression dans le volume vide peut chasser l'eau si la pression de calcul de l'obturation temporaire³ est dépassée, de telle sorte que la dégradation du refroidissement est beaucoup plus rapide. Pour les REB, les évé-

“ La plus grande difficulté vient de la possibilité qu'une indisponibilité simultanée de différents équipements n'entraîne la perte d'une fonction de sûreté donnée. ”

ments les plus importants sont la perte de réfrigérant primaire, la défaillance du circuit de refroidissement et la mise sous pression potentielle.

› **Un exemple d'événement significatif: la défaillance du circuit de refroidissement à l'arrêt.** Le 26 mars 1986, après une période de 11 jours d'arrêt programmé, un arrêt total du débit d'une durée de 49 minutes se produisit dans le circuit de refroidissement à l'arrêt de la tranche 2 de San Onofre, provoquant une ébullition locale. L'événement survint alors qu'on réduisait le niveau du circuit primaire de refroidissement du réacteur pour réparer une fuite sur une tige d'obturation du générateur de vapeur de la branche froide précédemment installée pour permettre de travailler sur la boîte à eau primaire du générateur de vapeur. Sur les indications du niveau normal qui, plus tard, se révélèrent erronées⁴, le circuit primaire de refroidissement fut vidé jusqu'à un niveau tel que le réfrigérant primaire se mit à tourbillonner (vortex) au niveau de la connexion d'aspiration, entraînant finalement le blocage par une poche d'air de l'écoulement dans les pompes du circuit de refroidissement à l'arrêt. La cause directe était une erreur d'indication de niveau qui a empêché les opérateurs de reconnaître l'état de bas niveau du circuit primaire de refroidissement et de comprendre le problème de pompe avant l'arrêt complet du débit dans le circuit de refroidissement à l'arrêt.

› **Second exemple d'événement significatif: défaillance de toute l'alimentation en courant alternatif.** Le 20 mars 1990, la tranche 1 de Vogtle fut confrontée à la perte de toute l'alimentation en courant alternatif de

sûreté (alimentation vitale). La centrale était en arrêt à froid, le niveau du réfrigérant primaire ayant été ramené à «mi-boucle» pour diverses tâches de maintenance. Les sas personnel et matériel de l'enceinte de confinement étaient tous deux ouverts. Un groupe électrogène de secours et un transformateur auxiliaire étaient hors service pour des besoins de maintenance. Un camion sur l'aire des commutateurs basse tension heurta en reculant la colonne de support de l'alimentation réseau du transformateur auxiliaire qui fournissait l'énergie de sûreté. L'isolateur cassa, une tension phase-neutre se produisit et les disjoncteurs de départ des bus de sûreté disjonctèrent. Le seul groupe électrogène de secours en état de marche démarra automatiquement en raison de la sous-tension sur le bus de sûreté mais il se déclencha au bout d'une minute environ. Ce groupe ne put être remis en marche que 36 minutes après la perte d'alimentation électrique. Pendant les 36 minutes qui suivirent la perte d'alimentation du bus de sûreté, la température du circuit primaire de refroidissement passa d'environ 32 °C à 58 °C.

› **Etats d'arrêt: un moment difficile pour les opérateurs.** La plus grande difficulté vient de la possibilité qu'une indisponibilité simultanée de différents équipements n'entraîne la perte d'une fonction de sûreté donnée. Pendant un arrêt programmé, le rôle du personnel d'exploitation change considérablement par comparaison aux périodes d'exploitation à la puissance nominale. Les circonstances d'exploitation sont plus exigeantes, le travail plus intense et les

changements de quart plus difficiles. Ce sont les opérations à effectuer avec une quantité réduite de réfrigérant qui ont été identifiées comme présentant les plus grandes difficultés pour l'opérateur. On a pu noter que les difficultés consistaient à conserver une connaissance exacte de l'état de la centrale, à assurer le suivi du matériel indisponible et à éviter les pertes d'informations au moment des changements de quart.

Il n'existe qu'un petit nombre d'études visant à calculer le risque associé aux conditions d'arrêt et de rechargement des REB. Ces études préliminaires révèlent l'importance de l'erreur humaine dans de nombreuses séquences ainsi que des événements déclencheurs importants tels que la perte de l'air de commande. Les événements les plus graves se produisent au cours des phases de fonctionnement des centrales comprises entre l'arrêt à froid et le rechargement en combustible avec élévation de l'eau dans les canalisations de vapeur.

La plupart des problèmes, dans les REB, viennent de configurations complexes du système⁵.

› **Facteurs qui ont joué un rôle dans un ensemble d'événements majeurs.**

L'une des difficultés lorsqu'on tente de faire une étude statistique ou une analyse de tendance réside dans la nécessité d'une sélection parmi des milliers d'événements non significatifs. Une approche possible consiste à limiter l'analyse à un très petit nombre d'événements majeurs en considérant qu'ils constituent les meilleurs candidats à la recherche d'améliorations. En plus du jugement technique des experts en sûreté, on dispose d'outils analytiques qui permettent →

Transfert d'un assemblage combustible de la piscine de stockage vers la piscine réacteur.



→ une perspective quantitative (analyse des événements fondée sur l'EPS): un événement pour lequel la probabilité conditionnelle de dommages au cœur est de l'ordre de 10E(-4) ou plus est sans aucun doute significatif pour la sûreté. La probabilité conditionnelle de dommages au cœur pour Vogtle, par exemple, était de l'ordre de 10E(-3).

Dans une étude de ce type fondée sur 13 événements majeurs au cours de la période 1981-1990, on a constaté que neuf de ces événements étaient dus à des erreurs du personnel (opérateurs ou fournisseur/sous-traitant). Une erreur humaine est une erreur dans laquelle l'intention est défectueuse :

- suite à un diagnostic défectueux (3 cas);
- cas de l'utilisation d'une procédure inadaptée (6 cas, voir commentaires ci-dessous);
- suite à un défaut de communication (1 cas);
- à cause d'une planification inadaptée (1 cas)⁶.

Les événements étaient souvent décrits comme des erreurs commises par les opérateurs de la salle de commande au cours de l'exécution d'une tâche associée au contrôle du niveau et de la quantité de réfrigérant primaire, le problème résultant en termes de sûreté étant :

- une perte de réfrigérant primaire (3);
- une perte d'alimentation électrique (2);
- une défaillance du circuit de refroidissement à l'arrêt (pour 10 cas).

En l'absence de commandes automatiques, la qualité des procédures est évidemment importante. Si l'on approfondit l'analyse des 6 cas mentionnés plus haut, on constate :

- que la procédure n'a pas été utilisée parce qu'elle était trop difficile d'emploi (1);
- que la procédure n'a pas été suivie correctement en raison de détails inadéquats (2);

- que la situation n'était couverte par aucune procédure (2) ou qu'elle l'était par une procédure peu pratique à utiliser (1).

➤ **Conclusion.** Les états d'arrêt englobent toute une gamme de conditions dans lesquelles, contrairement à l'opinion générale selon laquelle le fonctionnement en puissance est celui qui présente le plus de risques, certaines situations critiques peuvent présenter un risque élevé. Pour maîtriser ces risques, il est préférable d'améliorer la planification et les plans d'intervention en cas d'imprévu et aussi de s'équiper d'une instrumentation fiable plutôt que d'augmenter encore la complexité du système de sûreté. Il doit également exister une forme spécifique de « culture de la sûreté à l'état d'arrêt » partagée par l'ensemble des acteurs. ■

1 - Appelées « Spécifications techniques » aux États-Unis, en Belgique, etc.

2 - Aussi appelé système RRA : système de refroidissement du réacteur à l'arrêt.

3 - Souvent installée pour permettre l'inspection intérieure des générateurs de vapeur.

4 - Les opérateurs ne faisaient pas confiance aux indicateurs à distance récemment installés (qui étaient faux en raison d'un problème du circuit d'étanchéité de la boucle) et se fiaient à un simple tube à niveau visible, dont l'indication était excessive à cause d'une bulle d'air.

5 - Dans certains REB avec systèmes RRA multimodes qui assurent la fonction de refroidissement à l'arrêt ainsi que toute une gamme de fonctions de refroidissement de secours du cœur et de l'enceinte de confinement.

6 - Le total est de 11 car deux événements comportaient deux erreurs humaines distinctes.

Améliorations possibles

Il n'entre pas dans le domaine de cet article d'indiquer quelles mesures ont été prises et où. Nous proposons en revanche une vue d'ensemble des tendances.

Principes de sûreté mis en évidence dans la gestion des arrêts programmés

Les principes suivants peuvent, par exemple, être cités comme de bons principes de sûreté :

- limiter autant que possible la période pendant laquelle la quantité de réfrigérant primaire est réduite ;
- maximiser les voies d'apport d'eau au circuit primaire de refroidissement ;
- maximiser la disponibilité des systèmes auxiliaires importants ;
- limiter autant que possible les activités nécessitant un fonctionnement à mi-boucle ;
- maximiser la période pendant laquelle la cuve du réacteur ne contient pas de combustible.

Lutte contre l'incendie

La présence de combustibles (par exemple, d'huiles lubrifiantes, de solvants de nettoyage, de peintures, de bois, de matières plastiques) et de sources d'inflammation (par exemple, les opérations de soudage, de découpage et de meulage ainsi que les dangers électriques associés aux alimentations temporaires) offre des risques supplémentaires d'incendie pour les systèmes de la centrale qui assurent le refroidissement à l'arrêt. Il peut s'avérer nécessaire de renforcer les contrôles administratifs pour améliorer la prévention et la lutte contre l'incendie.

Instrumentation

Trop souvent, la qualité de l'instrumentation est régie par les valeurs de dimensionnement retenues pour les accidents. Il faudrait admettre que les situations d'arrêt et de basse puissance nécessitent, elles aussi, une instrumentation de haute qualité (fiable) pour la surveillance de la température du cœur, de la quantité d'eau de refroidissement (y compris dans la piscine du réacteur), de la pression du réfrigérant et du circuit de refroidissement à l'arrêt. Il convient en outre de faire en sorte que les indicateurs et alarmes gardent une signification forte, par exemple en supprimant judicieusement les alarmes sans importance.

Procédures, formation et plans d'intervention en cas d'imprévu

Nous avons vu qu'il existe des procédures qui fournissent des directives inadéquates ou qui ne couvrent pas les situations réellement rencontrées. Malgré tout, les procédures et la formation se sont aussi avérées efficaces pour assurer un rétablissement adéquat¹. Le paradoxe, c'est que certaines procédures ont un résultat négatif (elles sont capables de créer l'événement) mais que d'autres procédures ont un résultat positif (elles permettent le rétablissement). Un soutien supplémentaire (assuré par exemple par des centres d'appui

technique) doit rester disponible à tout moment pour couvrir les situations dans lesquelles les procédures existantes sont évidemment inapplicables : nous entrons ici dans le domaine de la gestion des accidents graves. L'applicabilité des directives existantes de gestion des accidents graves aux états d'arrêt reste à vérifier.

Conditions limites d'exploitation

Un grand nombre des conditions limites d'exploitation existantes ont été rédigées dans l'optique du fonctionnement en puissance. La nécessité de maintenir la redondance des voies de conduction de la chaleur de décroissance pour des conditions aussi sensibles que le fonctionnement à mi-boucle et une quantité réduite de réfrigérant ainsi que l'obligation d'assurer l'intégrité de l'enceinte de confinement ont été admises. La capacité de recirculation² ne doit pas être oubliée.

Améliorations de la conception

Des initiatives ont été prises pour augmenter la couverture des systèmes automatiques, par exemple grâce à un système permettant d'éviter un accident critique résultant de l'introduction brutale d'une masse d'eau pure. Le démarrage automatique des équipements de sûreté doit cependant être pesé en fonction du risque traditionnel pour le personnel local.

1 - Il n'y a pas eu de dommages au cœur, même lorsque l'ébullition du réfrigérant a commencé.

2 - Processus au cours duquel l'eau d'injection de sécurité est remise en circulation dans le cœur de l'intérieur de l'enceinte de confinement après un accident de perte de réfrigérant primaire (APRP).

Par Tsonka Grosdèva, Chef de projet principal, Division de la production nucléaire, Branche industrielle d'EDF

À LA RECHERCHE DE BONNES PRATIQUES

■ Dans le but de proposer un ensemble complet de bonnes pratiques de sûreté pendant les arrêts programmés des centrales nucléaires européennes, la Commission européenne a décidé, sur les conseils d'un groupe d'experts – le groupe de travail de l'organisme de réglementation nucléaire (Nuclear Regulator's Working Group : NRWG) –, d'établir l'inventaire des pratiques actuelles de sûreté appliquées dans les différentes technologies des réacteurs – REP, REB, VVER – utilisées sur le continent. La Commission souhaitait ainsi participer à l'alignement des pratiques de sûreté à un certain niveau et favoriser le partage de l'expérience acquise entre les opérateurs des États membres actuels et des pays postulants.

En 1999, la Commission européenne a lancé un appel d'offres concernant une « Etude sur la sûreté nucléaire pendant les arrêts programmés des centrales nucléaires » et elle a fourni à la fois le budget et les procédures applicables à l'offre. Un consortium composé de quatre sociétés – Belgatom (Belgique), EDF (France), Fortum (Finlande) et Paks (Hongrie) –, placé sous la direction d'EDF, a été choisi par la Commission européenne pour réaliser l'étude. Le travail fut organisé en trois phases : premièrement, la collecte des données sur les pratiques courantes ; deuxièmement, l'analyse des réponses au questionnaire et la rédaction de bonnes pratiques de sûreté, de références et de recommandations ; troisièmement, la collecte d'idées pertinentes sur

les futurs réacteurs au stade de la conception, entre autres le réacteur à eau sous pression européen.

Elaboration du questionnaire et recherche d'une bonne compréhension

▼ Il convient de remarquer que l'étude, recommandée par des experts de l'autorité de sûreté, a été réalisée par des compagnies d'électricité et des bureaux d'études. L'un des points essentiels de cette enquête était l'élaboration d'un questionnaire spécifique qui devait constituer un outil méthodologique approprié permettant de faire participer différents opérateurs nucléaires européens. Le choix et la formulation des questions figuraient parmi les tâches les plus importantes que nous avons accomplies dans l'idée de maximiser les chances de recueillir des

CENTRALES NUCLÉAIRES QUI ONT RÉPONDU AU QUESTIONNAIRE

Blayais – France (4 REP)
Bohunice – Slovaquie (4 VVER)
Borssele – Pays-Bas (1 REP)
Bugey – France (4 REP)
Cofrentes – Espagne (1 REB)
Doel – Belgique (4 REP)

Krsko – Slovénie (1 REP)
Loviisa – Finlande (2 VVER)
Olkiluoto – Finlande (2 REB)
Paks – Hongrie (4 VVER)
Ringhals – Suède (3 REP)
Tihange – Belgique (3 REP)



réponses détaillées et de collecter des données pertinentes. La méthodologie que nous avons utilisée au cours de cette phase a été la suivante :

- Un brainstorming fut organisé avec des experts de la sûreté nucléaire et de l'exploitation des centrales, en particulier des chefs de projets chargés de la mise à l'arrêt de centrales particulières : il fut demandé aux participants de définir la liste des sujets jugés les plus importants pour la sûreté au cours d'un arrêt programmé.
- Sur cette base, nous avons élaboré la structure d'un questionnaire, que nous avons soumise pour validation aux

membres de l'équipe de travail du consortium.

- Nous avons ensuite rédigé un total de 221 questions, y compris des explications générales sur les différents sujets ; la relecture du questionnaire par des opérateurs de la centrale nucléaire de Paks nous a permis de vérifier que les questions étaient adaptées aux réacteurs du type VVER et d'introduire quelques questions supplémentaires.
- ▼ L'équipe de travail du consortium s'est également appliquée particulièrement à faciliter la compréhension des questions : nous avons rédigé un glossaire axé sur la mise à l'arrêt de la centrale, avec définition des mots-clés ; nous avons vérifié la cohérence de ce glossaire avec le « glossaire de la sûreté nucléaire » publié par l'AIEA. Tous les mots-clés inclus dans notre glossaire étaient mis en évidence dans le questionnaire. Pour obtenir des données fiables, nous avons suggéré que chaque centrale constitue un groupe de travail chargé de remplir le questionnaire et de désigner un chef de projet « local » ; nous avons également créé une assistance par

courrier électronique pour répondre à toute question éventuelle. Nous avons même formaté un formulaire de réponse pour faciliter la tâche des destinataires. Il fut demandé à chaque centrale de mettre en évidence les pratiques qu'elle considérait comme faisant partie des « bonnes pratiques » et de s'assurer que ces pratiques, loin d'être des déclarations d'intention, étaient bel et bien mises en œuvre *in situ*. (Une bonne pratique est une procédure certifiée et approuvée localement, dans les domaines technique ou organisationnel, pour faire face aux difficultés rencontrées dans les pratiques de travail normales ; il doit être démontré par l'expérience que cette bonne pratique résout réellement le problème et qu'elle améliore la qualité globale du travail.)

- ▼ Nous avons également cherché dans les archives bibliographiques une éventuelle enquête qui aurait pu recueillir les bonnes pratiques concernant les phases d'arrêt des centrales mais nous n'en avons pas trouvé. Un questionnaire spécifique visant à comprendre l'état présent de la sûreté nucléaire et des caractéristiques de conception associées aux conditions d'arrêt programmé a également été établi ; il est destiné aux concepteurs des futures installations nucléaires.

Collecte et analyse des réponses

▼ Introduit par une lettre de présentation de la Commission européenne, notre questionnaire fut envoyé à plusieurs

●●● exploitants du continent en utilisant le réseau personnel de chaque membre du consortium. Des réponses nous parvinrent de 12 producteurs d'électricité qui représentaient la technologie des REP, des REB et des VVER dans 9 pays d'Europe (voir le tableau page précédente).

▼ L'analyse des réponses fut divisée par chapitres entre les membres de l'équipe de travail du consortium. Pour chaque sujet ou question spécifique, on fit ressortir des réponses recueillies ce qui apparaissait comme une pratique commune, d'une part, et ce qui apparaissait comme une disposition originale, d'autre part. Des assemblées plénières de l'équipe de travail du consortium furent alors organisées pour débattre de tous les sujets et pour faire la synthèse des résultats de la phase d'analyse.

▼ Les conclusions ont été réparties en six rubriques : étude organisationnelle et généralités ; efficacité organisationnelle ; qualité de la maintenance ; qualité de l'exploitation ; soutien technique et gestion des modifications ; aspects spécifiques. Les conclusions relatives à chaque sujet analysé comprennent quatre articles :

- questions générales avec un résumé et l'objectif des questions ;
- l'état courant décrivant les pratiques communes et les bonnes pratiques spécifiques telles qu'elles sont déduites des réponses au questionnaire ;
- les bonnes pratiques identifiées ;
- des recommandations, qui sont un

sous-ensemble des bonnes pratiques communes méritant d'être promues selon le jugement d'expert fourni par l'équipe de travail du consortium. Le rapport final a été soumis à la Commission européenne pour validation à la fin de décembre 2001 et il a été publié sous la forme d'un document CE en mars 2002.

Enseignements tirés de l'enquête

▼ Cette enquête a montré une convergence plus grande que prévu des approches et pratiques de sécurité. Elle a également démontré qu'un consensus pourrait facilement apparaître entre les exploitants sur la définition d'un ordre de priorité entre les critères : c'est par exemple la méthode la plus largement utilisée de gestion des mises à l'arrêt des centrales ; les risques associés aux incendies et inondations sont également approchés d'une façon très similaire ; le concept ALARA² et les bonnes pratiques associées font l'objet d'un accord général ; tous les exploitants utilisent des programmes de maintenance fondés sur la maintenance préventive. Dans le chapitre consacré à l'évaluation probabiliste de la sûreté (EPS), nous avons souligné combien il était important de définir une politique spécifique de mise en œuvre de l'EPS sur chaque site. A titre de dernier exemple, signalons enfin que les spécifications techniques d'exploitation sont généralement considérées comme une garantie de sûreté.

▼ La mise en œuvre des bonnes pratiques et recommandations contenues dans le rapport d'enquête doit résulter d'une décision prise par chaque exploitant et non d'une approche systématique conventionnelle : une « bonne pratique » n'est pas l'équivalent d'une norme car son rôle est de donner à un problème spécifique une réponse appropriée et non de traiter tous les problèmes de la même manière.

ÉTAPES DE L'ENQUÊTE

- Avril 2000** : Réunion de coup d'envoi
- Septembre 2000** : Projet de questionnaire achevé
- Octobre 2000** : Fin de l'étape de validation
- Novembre 2000** : Version finale du questionnaire
- Décembre 2000** : Réponse au questionnaire
- Mars 2001** : Document récapitulatif
- Mai 2001** : Projet de description de l'état actuel
- Juillet 2001** : Rapport comportant l'état actuel et un ensemble de bonnes pratiques
- Décembre 2001** : Projet de rapport final
- Mars 2002** : Publication du rapport final sous la forme d'un document EUR

Retour d'information pour la conception des futurs réacteurs

▼ L'étude sur la sûreté nucléaire européenne pendant les arrêts programmés des centrales a également constitué l'occasion d'obtenir des connaissances tirées des projets d'étude des futurs réacteurs en examinant la façon dont la sûreté des centrales et les activités de maintenance pendant les arrêts programmés sont prises en compte au stade de la conception des projets. C'est avec cette préoccupation à l'esprit que nous avons demandé à l'équipe chargée de la conception du réacteur à eau sous pression européen (EPR) de nous fournir les têtes de chapitres concernant la sûreté des arrêts programmés de ce futur réacteur. Nous avons comparé la répartition suggérée à celle adoptée par plusieurs concepteurs de futurs réacteurs : European Utilities Requirements Project (projet européen de prescriptions pour les compagnies d'électricité), European Passive Plant Project (projet européen de centrale à sûreté passive), Utility Requirements Project (EPRI : Electric Power Research Institute – Institut de recherche sur l'énergie électrique), Westinghouse (projets AP 600, AP 1000 et EP 1000 de réacteurs à sûreté passive). Un chapitre spécifique du rapport fournit ces éléments pour les prochaines générations de réacteurs. ●

1- Le projet a été lancé par ce qui était alors le directeur général XI – Environnement, sûreté nucléaire et protection civile, maintenant appelé simplement DG Environnement, et il a été réalisé au sein du DG pour l'énergie et le transport.

2 - ALARA : As Low As Reasonably Achievable : niveau le plus bas que l'on peut raisonnablement atteindre.

MEMBRES DE L'ÉQUIPE DE TRAVAIL AYANT RÉALISÉ L'ÉTUDE



Cette enquête était placée sous le contrôle de José A. Gomez, qui représentait la Commission européenne. Très impliqué dans ce projet, celui-ci a pris part à toutes les sessions techniques, il a reçu toutes les versions intermédiaires de l'étude et nous a fait des remarques utiles, que nous avons intégrées dans le projet. Cette étroite relation entre le donneur d'ouvrage et le consortium a permis de produire une étude de qualité grâce à des échanges permanents.

En haut, de gauche à droite : **José Gomez**, EC (Belgique), **Jozef Elter**, Packs NPP (Hongrie), **Sylvain Deriot**, EDF (France).

Au milieu, de gauche à droite : **Luc Van Assche**, Belgatom (Belgique), **Tsonka Grosdévá**, EDF (France).

En bas, de gauche à droite : **Jarmo Korhonen**, Fortum (Finlande), **Christian Breesch**, Electrabel (Belgique),

et, plus bas : **Jean-Pierre Schweitz**, EDF (France).

Ne figurant pas sur la photo : **Anne d'Eer**, Belgatom (Belgique), **Kalle Jänkälä**, Fortum (Finlande), **Jean-Michel Laverdure**, EDF (France), **Ilkka Paavola**, Fortum (Finlande), **Dominique Vasseur**, EDF (France).

RADIOPROTECTION, LA NÉCESSITÉ D'UNE POLITIQUE GLOBALE

Par Jukka Laaksonen, Directeur général de l'autorité finlandaise de radioprotection et de sûreté nucléaire (STUK)

■ Depuis toujours, les réacteurs finlandais sont réputés pour leur disponibilité et la qualité de leur gestion. Entre autres opérations, les arrêts programmés sont effectués de façon à permettre une efficacité et une sûreté remarquables du travail, particulièrement en matière d'exposition aux rayonnements. Placées sous la surveillance de l'autorité finlandaise de radioprotection et de sûreté nucléaire (STUK), les sociétés d'électricité planifient et exécutent le travail en se fixant pour but de maintenir la dose collective au-dessous d'un seuil estimé avant la planification des opérations. Dans le domaine de la radioprotection également, la Finlande a l'habitude de se comporter remarquablement bien avec une dose collective de 1 à 2 mSv sur la plupart des années de la période d'exploitation, atteignant même, pour certaines années, une dose de 0,5 mSv pour ses deux centrales. Il est à noter cependant que les progrès accomplis par les compagnies européennes et américaines au fil des années ont porté ces dernières à un niveau pratiquement identique. Les mesures les plus importantes prises dans les centrales finlandaises pour limiter autant que possible l'exposition aux rayonnements sont analysées ci-dessous.



Jukka Laaksonen, STUK

Adoption d'une planification et d'une coordination du travail axées sur l'exposition. Avec cet objectif présent à l'esprit, toutes les tâches relatives au renouvellement du combustible et aux modifications de la centrale sont planifiées lors de réunions spécifiques tenues au tout début des opérations avec des experts en radioprotection pour identifier les risques radioactifs. Il est ensuite demandé aux centrales de préparer un plan spécifique de radioprotection et de le soumettre à l'approbation du STUK. Ce plan fournit des éléments procéduraux conformes aux prescriptions administratives ainsi que des dispositions spéciales aux travaux associés à des risques spécifiques. La dose collective est estimée à l'avance et le travail est planifié en conséquence.

► **Un matériel efficace de contrôle de l'exposition.** Une planification scrupuleuse au tout début des opérations est complétée par le contrôle minutieux nécessaire pour établir que personne n'est soumis à une exposition dépassant la limite au cours des opérations de mise à l'arrêt. Sur ce point, le dispositif de mesure le plus important utilisé par les producteurs d'électricité finlandais est un dosimètre électronique individuel qui déclenche une alarme à partir d'un débit de dose de 2 mSv/h et également lorsqu'une dose de 2 mSv est atteinte en une journée. Avant de pénétrer dans une zone contrôlée, chacun des employés est équipé d'un dosimètre de ce type qui est récupéré lorsqu'il sort de la zone, ce qui assure un

suivi en temps réel de l'exposition. Un dispositif de contrôle complémentaire est utilisé; il s'agit du dosimètre thermoluminescent qui permet d'enregistrer la dose totale reçue par un opérateur pendant la durée complète de l'arrêt programmé. Contrairement à ce qui se passe dans la plupart des pays d'Europe où chaque exploitant est censé enregistrer et suivre les doses de ses propres employés, la Finlande a établi un registre national de l'ensemble des personnes intervenant dans des opérations nucléaires et les doses officielles par individu sont conservées dans ce registre pour le pays tout entier.

► Mesures de limitation de la contamination dans l'installation.

La surveillance de la teneur en iode du réfrigérant primaire après l'arrêt d'un réacteur est un problème essentiel du point de vue radiologique. Les exploitants ne sont pas autorisés à ouvrir la cuve sous pression du réacteur tant que la concentration en iode n'a pas été ramenée au-dessous d'une certaine limite (105 kBq/m³ pour l'I₁₃₁) par circulation de l'eau dans des filtres. La maîtrise rigoureuse de tous les types de fuites radioactives à l'intérieur de la centrale afin de maintenir cette dernière aussi propre que possible constitue une autre préoccupation. Sur ce point, il convient de reconnaître la propreté des centrales finlandaises.

► Surveillance des espaces de la centrale.

Cet aspect est de la plus haute importance pour la planification efficace du travail. Un fichier de données informatisé, accessible dans chaque salle de l'installation, doit permettre aux experts en radioprotection de contrôler

et de mettre à jour le niveau de contamination des salles participant aux opérations au début de chaque arrêt programmé. Outre qu'ils améliorent la planification du travail, ces fichiers de données fournissent des informations continues en temps réel sur l'état radiologique des salles.

► Surveillance de l'exposition individuelle aux radionucléides.

En plus du contrôle du niveau de contamination des locaux ainsi que du niveau de contamination des vêtements et de la peau des personnes à chaque sortie, l'autorité finlandaise chargée de la réglementation exige une surveillance de chaque individu avant le début et après la fin de son travail pour s'assurer de l'absence d'accumulation de polluants radioactifs dans l'organisme. La direction de la centrale est supposée effectuer une surveillance rapide à 100 % vérifiée par le STUK dans environ 30 à 100 cas. Ce comptage précis, de 20 minutes par personne pour le corps entier, a confirmé que les pratiques de travail étaient suffisantes pour maintenir la contamination à des niveaux négligeables.

► Formation spéciale et autorisations de travail.

La planification opérationnelle et le contrôle de l'exposition revêtent, certes, une grande importance pour la radioprotection dans les installations nucléaires mais cette dernière repose aussi sur l'état de préparation des personnes chargées des opérations d'arrêt programmé. A cet effet, une session de quatre heures de formation aux pratiques de sûreté est organisée par l'exploitant de la centrale pour toute personne qui doit y travailler. Le →



→ contenu de la session permet d'acquérir des connaissances générales en matière de radioprotection. Un employé qui suit cette formation et passe l'examen écrit de fin de session dans une centrale se voit décerner un certificat accepté dans toutes les centrales suédoises et finlandaises. Cette formation relativement peu coûteuse doit être renouvelée tous les trois ans. Une formation supplémentaire spécifique de chaque poste est donnée à chaque équipe d'employés qui doit effectuer un travail impliquant un risque de dose notable. De plus, une licence spéciale – appelée autorisation de travail radiologique – est exigée pour tout travail qui doit être effectué dans des zones contrôlées. Des annexes à cette autorisation de travail fournissent des informations et des directives sur des sujets tels que les vêtements spéciaux ou sur le fait qu'un expert en radioprotection doit ou non accompagner l'employé. Cette méthode s'est avérée efficace pour s'assurer que chaque employé reçoit les instructions voulues pour chaque tâche à effectuer. ■

Pour tout renseignement complémentaire sur les activités du Stuk, voir www.stuk.fi



Par Carl-Göran Lindvall, Directeur de la radioprotection, Vattenfall AB

MISE À L'ARRÊT DÉFINITIVE : PRENDRE LE TEMPS DE PLANIFIER AU MIEUX

■ Située sur le Kattegat, dans la province suédoise de Scania, la centrale nucléaire de Barsebäck possède deux tranches REB d'une capacité de 615 MW chacune. Les réacteurs ont été mis en service en 1975 et 1977. Barsebäck 1 a été fermée en 1999 (le 30 novembre) par suite d'une décision politique prise en 1998. Encore en exploitation, Barsebäck 2 produit 3,5 à 4,5 TWh par an, ce qui couvre environ 30% de la consommation d'électricité de la partie la plus méridionale de la Suède, soit approximativement un million d'habitants. A Barsebäck 1, le combustible a été retiré mais il a été décidé de n'effectuer aucun travail de démantèlement pour le moment. Après la fermeture de la tranche, Barsebäck Kraft AB et Ringhals AB ont fusionné, la propriété des réacteurs étant partagée entre les deux plus grands producteurs d'électricité suédois, Vattenfall AB (75%) et Sydkraft AB (25%). Barsebäck 2 pourrait n'être fermée qu'en 2003 si l'on parvient à économiser une quantité équivalente d'énergie ou si cette dernière peut être remplacée par des sources ne contribuant pas à l'effet de serre. Cette décision laissera vraisemblablement le temps à l'exploitant de planifier la fermeture de cette seconde tranche.

Planifier longtemps à l'avance

▼ Le cas de Barsebäck 1 est particulier car le réacteur a été fermé pour démantèlement; il ne s'agissait pas d'une mise à l'arrêt temporaire pour des besoins de maintenance et de rechargement. Dans ce contexte, les tâches sont planifiées de façon complètement différente du fait de l'absence de pression liée au délai de redémarrage. Le travail peut donc être entièrement axé sur la limitation maximale de l'exposition radiologique et sur les coûts liés au démantèlement.

▼ Les points essentiels pour nous, en tant qu'exploitant, sont de connaître, entre autres, l'activité présente dans la centrale et ce qu'indiquent les archives mais aussi de disposer d'un stockage provisoire pour le combustible usé et pour les déchets de moyenne et de faible activité extraits du réacteur.

Si une installation de ce type est prévue dès le début, au moment de la construction des réacteurs, les coûts de stockage peuvent être substantiellement réduits. Si, au contraire, on ne dispose pas d'un stockage provisoire au moment où la décision de fermeture progressive est prise, cette absence devient un obstacle majeur à l'arrêt du réacteur. Dans le cas de Barsebäck 1, les éléments combustibles retirés du réacteur pouvaient être envoyés au Clab, installation de stockage provisoire située près de la centrale d'Oskarshamn. Les décisions relatives au stockage final seront prises dans les prochaines années car la construction de ce type d'installation prend 15 ans. Un autre problème majeur est la décontamination: de même que pour le stockage provisoire, il s'avère rentable d'investir dans une grande

installation de décontamination. La troisième question essentielle est la mise à disposition d'un cadre juridique auquel il soit possible de se référer pour le déclassement. Dans de nombreux pays aujourd'hui, l'autorité chargée de la réglementation ne dispose pas du cadre juridique demandé par les exploitants pour l'arrêt définitif des centrales et la réhabilitation des sites.

Profiter de l'expérience et prendre le temps de discuter

▼ Notre expérience montre qu'il est judicieux de ne pas se précipiter pour avoir à faire les choses deux fois mais de planifier soigneusement la totalité de la phase avant de commencer le travail. A partir de 1999, nous avons donc décidé de parcourir le monde pour enquêter sur les expériences d'arrêt définitif de réacteurs et pour ●●●

●●● déterminer ce qui avait réussi et ce qui avait échoué. Cette phase d'évaluation comparative nous a fourni un retour d'information précieux sur l'expérience des autres et nous a aidés à prendre conscience de plusieurs points importants tels que la documentation (comment la maintenir opérationnelle au bout de 15 ans, par exemple), le calcul du niveau d'activité à prévoir, le choix des personnes chargées de l'intervention (est-il préférable de faire effectuer les travaux de déclassé et de démantèlement par du personnel interne, de les sous-traiter ou bien de créer des équipes mixtes ?) Nous avons décidé de prendre le temps d'étudier toutes ces questions...

▼ Nous avons aussi passé du temps avec les autorités locales à débattre des questions concernant le public autour de la centrale de Barsebäck. Le risque d'incendie était l'un des points à envisager. Même après avoir retiré le combustible d'une centrale, il est nécessaire de maintenir un système d'alerte pour le public tant que les déchets – des résines échangeuses d'ions, par exemple – sont stockés sur le site et sont susceptibles d'être libérés par un incendie, même dans le cas d'un incendie ordinaire sans qu'aucun accident nucléaire n'affecte le public. Le débat a également porté sur la définition du moment où le site redevient un site industriel normal pour le public : est-ce lorsque le combustible a été enlevé ? Ou bien est-ce lorsque le site est revenu à l'état d'origine ?

Tenir compte des utilisations futures au moment de la planification de la décontamination

▼ La fermeture d'un réacteur nucléaire ne signifie pas que la centrale ne peut pas être utilisée à d'autres fins, par exemple de recherche et développement. Ces possibilités doivent être envisagées avec attention car elles affectent la planification de la décontamination. Si l'on envisage l'utilisation de la centrale à des fins de R&D, le démantèlement, la décontamination et l'enlèvement du matériel doivent intervenir à un stade précoce. Cela rend encore plus indispensable la mise à disposition d'archives précises sur les niveaux d'activité dans les différentes salles, sur les produits d'activation, etc. Lorsqu'il n'est pas envisagé d'utilisation ultérieure, la bonne option pourrait être d'attendre plusieurs années avant de retirer le matériel, qui nécessiterait alors une décontamination moins importante. Par ailleurs, la méthode de décontamination peut être choisie sans tenir compte de la nécessité d'un redémarrage.

Mettre l'accent sur la gestion de la qualité et des connaissances

▼ La fermeture définitive d'un réacteur est une occasion exceptionnelle qui permet de planifier le travail beaucoup mieux que dans les situations d'arrêt programmé temporaire, d'établir le meilleur programme en termes de calendrier, de choix des matériaux,

des méthodes, etc. Il convient donc de profiter systématiquement de l'absence de pression liée à la durée de l'arrêt en essayant d'atteindre une qualité optimale. Chaque répercussion doit être envisagée : différents matériaux peuvent, par exemple, être choisis pour un blindage temporaire ou permanent. Chaque aspect doit être documenté dès le début de façon à élaborer un système qualité global : il doit ainsi être possible, plusieurs années après, au moment où le démantèlement commence, de remonter jusqu'à la découpe d'un tuyau. A Barsebäck, nous avons une personne spécialisée dans l'enregistrement des modifications et nous avons élaboré des systèmes de haute qualité pour la tenue des archives. ▼ Il faut bien savoir que la gestion des connaissances est d'une importance cruciale pour un déclassé et un démantèlement sûrs et efficaces. Sur ce point, il est à noter que la situation est différente selon que l'on ferme un réacteur indépendant ou que l'on ferme une tranche alors qu'une autre continue d'être exploitée. Dans le premier cas, la majeure partie du personnel quitte le site et le savoir diminue rapidement ; dans le second cas, le savoir est maintenu à long terme sur le site. Il convient donc selon le cas d'élaborer deux stratégies différentes de gestion des connaissances et des compétences. ●

ASPECTS DE SÛRETÉ DE LA GESTION OPÉRATIONNELLE PENDANT LES OPÉRATIONS À L'ARRÊT ET À BASSE PUISSANCE : L'EXPÉRIENCE DE GKN

Par Eberhard Grauf, Directeur de la centrale GKN II

■ Depuis le début des années quatre-vingt-dix, l'industrie nucléaire en est arrivée à constater que les arrêts de centrales n'impliquent pas intrinsèquement un risque inférieur à celui de l'exploitation « normale » en puissance. Ce point de vue est de plus en plus largement adopté compte tenu des résultats de recherches toujours plus nombreux dont on dispose – en particulier des résultats de ce que l'on appelle les « EPS de mise à l'arrêt » – et compte tenu également de l'expérience mondiale d'exploitation.



Eberhard Grauf, GKN II

Les résultats des EPS d'arrêt qui ont été réalisés dans différents pays sont largement identiques dans leurs conclusions générales et peuvent être résumés brièvement comme indiqué ci-dessous. Tout l'accroissement des risques pendant les états d'arrêt et de bas niveau de puissance résulte essentiellement des conditions suivantes :

- disponibilité réduite des systèmes ;
 - quantité relativement faible de réfrigérant pendant certaines phases ;
 - manque de mesures automatiques de contrôle des événements anormaux ;
 - difficulté considérablement accrue – par rapport au fonctionnement en puissance – de la surveillance et du suivi des états de la centrale ;
 - exécution simultanée de nombreuses activités de maintenance et de contrôle.
- Pratiquement toutes les EPS de mise à l'arrêt ont montré que si l'on regarde l'analyse de l'état effectif de la centrale, le risque à l'arrêt se situe toujours dans le même ordre de grandeur que dans le cas

du fonctionnement en puissance et qu'il lui est même souvent nettement supérieur. Dans la plupart des cas, des améliorations techniques et/ou administratives ont été nécessaires pour équilibrer les risques résultant du fonctionnement en puissance, d'une part, et des états d'arrêt et de faible puissance, d'autre part.

► **Etats d'arrêt et de fonctionnement à basse puissance : une difficulté particulière pour l'organisation de la centrale.** L'état d'arrêt d'une centrale – qui intervient généralement une fois par an environ pour les besoins du renouvellement du combustible et de l'exécution des mesures de maintenance dans la centrale nucléaire – présente sur de nombreux points une difficulté particulière à laquelle l'exploitant doit faire face. En effet, environ 3000 tâches différentes doivent être réalisées dans un délai relativement court. Pour garantir que ces tâches sont correctement exécutées, elles doivent être supervisées ; les interfaces avec l'exploitation →

→ continue de la centrale et les autres activités doivent être coordonnées, et il faut garantir que les conditions nécessaires à la sûreté globale de l'installation sont maintenues pendant toute la durée des opérations. Pour aggraver encore la difficulté, des sources d'information importantes pour le contrôle de l'état de la centrale sont nettement moins efficaces que pendant une exploitation « normale » non perturbée – les signaux entrants dans la salle de commande, par exemple, sont beaucoup plus difficiles à interpréter du fait qu'ils sont largement plus nombreux que dans les conditions normales d'exploitation. Ces circonstances se reflètent dans des événements types d'arrêt programmé pour rechargement et maintenance tels que :

- prescriptions des spécifications de sécurité violées;
 - signaux importants négligés avec, pour conséquence, la défaillance de systèmes;
 - défaillances de systèmes (la plupart du temps en rapport avec les contrôles) résultant du déclenchement intempestif de signaux de protection;
 - isolement intempestif de systèmes ou de composants avec les conséquences correspondantes, par exemple dégagement de substances, dommages pour les composants ou blessures pour le personnel.
- L'exemple le plus évident est l'augmentation nette de la probabilité de perte d'alimentation du réseau au cours des états d'arrêt et de fonctionnement à faible puissance.

➤ **Mise en œuvre des prescriptions relatives à la sûreté lors des arrêts programmés.** Face aux risques spécifiques des arrêts programmés, des mesures ont été mises en œuvre pour prendre ces risques en compte.



A GKN, ces mesures sont les suivantes :

- planification très détaillée de l'arrêt programmé;
- affectation rigoureuse des différentes mesures de maintenance à des systèmes redondants spécifiques, également pendant l'arrêt programmé;
- interdiction de certains types de travaux et de contrôles dans certaines zones pendant des opérations à mi-boucle;
- modification de l'organisation des équipes de quart pour la surveillance de la centrale;
- limitation maximale de l'étendue de la maintenance grâce à l'introduction d'une maintenance préventive pendant le fonctionnement en puissance;
- exécution d'essais fonctionnels exhaustifs avant le redémarrage de la centrale.

Les aspects de ces mesures qui affectent la sûreté sont expliqués ci-dessous de façon plus détaillée.

➤ **Planification des arrêts programmés.** Des mesures de planification détaillée des arrêts programmés ont été introduites à GKN dès le milieu des années quatre-vingt. A l'origine, la principale motivation était de réduire le nombre d'isollements de systèmes nécessaires par une meilleure coordination des activités de maintenance, en particulier par la synchronisation des travaux électriques et mécaniques. Outre le fait que du travail superflu est supprimé pour le personnel de quart, ceci a un effet positif en matière de sûreté du fait de la réduction linéaire de la probabilité d'isollements intempestifs de systèmes résultant de la réduction du nombre des opérations d'isolement. Sur une dizaine d'années environ, l'optimisation de la planification des arrêts programmés s'est poursuivie. Aujourd'hui, chacune des activités est planifiée à l'avance en prenant en

compte les interdépendances et les séquences temporelles. Pendant des phases complexes, par exemple de démarrage et d'arrêt, lorsque, en particulier, un grand nombre d'activités de contrôle doivent être raccordées aux processus d'exploitation, la synchronisation des différentes activités va jusqu'à se préparer à la minute. Il en résulte qu'une planification préalable détaillée dégage le chef de quart de service de l'obligation dans laquelle il se trouverait autrement d'évaluer la compatibilité de chaque activité d'inspection avec l'état de la centrale et avec le travail qui se poursuit en parallèle. Le fait même que la planification préalable prenne plusieurs jours – voire plusieurs mois – montre l'énorme effort que représente cette importante activité visant à éviter les perturbations et à respecter les conditions d'exploitation. Cette approche implique évidemment que les défauts de la planification doivent également être respectés de façon uniforme et que tout ajustement qui s'avère nécessaire en raison d'événements imprévus ne peut être effectué qu'après consultation des planificateurs.

Outre les avantages liés à la sûreté, les mesures ci-dessus mentionnées ont également permis un raccourcissement considérable de la durée des arrêts programmés à GKN II. Malheureusement, nombreuses sont les personnes qui ne perçoivent que cet aspect de gain de temps et qui, sans y regarder de plus près, concluent que le raccourcissement de la durée des arrêts programmés est essentiellement une mesure de réduction des coûts avec un abaissement associé du niveau de sûreté. Il faut souligner dans ce contexte que, malgré des arrêts programmés relativement courts, on n'a assisté à aucun des « événements caractéristiques des arrêts programmés » à GKN II au cours de ces dernières années.

“ Il existe un préalable majeur à l'amélioration de la planification des arrêts programmés: c'est la connaissance détaillée du travail à effectuer. ”

Après tout, la durée d'un arrêt programmé n'est pas une indication de la qualité de la gestion de ces arrêts en matière de sûreté. Pour évaluer cette qualité de la gestion, il faut une évaluation d'autres indicateurs et des conditions aux limites qui ont conduit aux résultats concernés.

Il existe un préalable majeur à l'amélioration de la planification des arrêts programmés: c'est la connaissance détaillée du travail à effectuer. Malheureusement, il est difficile dans la pratique de faire face à cette exigence. A titre d'exemple, ceux qui sont concernés (départements techniques internes, experts externes et autorité) comprennent souvent mal pourquoi ils devraient s'engager sur un calendrier de travail spécifique plusieurs mois à l'avance, prétextant « qu'il y a bien encore le temps d'y penser une semaine avant la date de l'arrêt programmé ». Surmonter cet état d'esprit des personnes concernées constitue l'un des facteurs essentiels d'un arrêt sûr, soigneusement planifié. Même s'il est vrai qu'il y aura toujours des tâches non prévues – et, par conséquent, non planifiées – à accomplir, le nombre des modifications ne doit pas dépasser 5 % si l'on veut assurer une fiabilité suffisante de la planification. A GKN II, cette proportion est actuellement d'environ 1 % dans le domaine des systèmes de sûreté: ce chiffre est ainsi nettement inférieur en raison du faible taux des événements.

La planification d'un arrêt programmé est devenue à GKN II un travail à temps complet. Pendant toute l'année, un planificateur d'arrêts programmés travaille à plein temps sur la planification à long terme, sur la rédaction et la compilation en temps opportun de la structure de quantités, sur la coordination générale des arrêts. L'objectif est d'avoir identifié neuf mois à l'avance les activités à →



→ date limite critique. La structure quantitative complète doit être disponible au plus tard quatre mois avant le début de l'arrêt programmé, et toutes les activités de planification, y compris la planification de l'isolement des systèmes et composants, doivent être au point au moins un mois avant le début de l'arrêt programmé. La planification détaillée qui sera décrite plus en détail ci-dessous prend environ trois mois et elle est réalisée par les membres du personnel constituant «l'équipe d'arrêt programmé». Cela signifie que la planification ainsi que la coordination de l'arrêt programmé sont confiées aux mêmes membres du personnel.

➤ **Maintenance relative au train de sécurité.** Pour plus de clarté, signalons que les travaux à GKN sont toujours strictement limités à des systèmes redondants spécialement choisis, que ce soit pendant le fonctionnement en puissance ou pendant un arrêt programmé. Les systèmes de sûreté qui doivent obligatoirement être opérationnels pour assurer les disponibilités minimales sont séparés non seulement administrativement mais aussi physiquement (verrouillage des salles). Cette procédure facilite considérablement la tâche de l'équipe de service chargée de contrôler la centrale et limite autant que possible les risques que des systèmes affectant la sûreté puissent être détériorés par des activités de maintenance. Le «concept de train de sécurité essentiel» mentionné ci-dessus garantit que les activités de maintenance sont largement concentrées sur un seul train de sécurité.

➤ **Interdiction de travaux pendant l'exploitation à mi-boucle.** L'un des constats essentiels des EPS d'arrêt a été la sensibilité du comportement des réacteurs

à eau sous pression pendant l'exploitation à mi-boucle. GKN a donc limité autant que possible le risque de manœuvres involontaires ou d'erreurs d'opérateurs pouvant conduire à la défaillance du refroidissement du réacteur à l'arrêt ou à des pertes de réfrigérant en interdisant toutes les activités et tous les contrôles comportant ce type de risque en cas d'exploitation à mi-boucle.

➤ **Modification des responsabilités du personnel de quart.** Pendant le fonctionnement normal, le personnel de quart de service est responsable de la surveillance de l'état de la centrale, de la coordination et de l'approbation des travaux en cours et de l'exécution des contrôles opérationnels en service. Au cours d'un arrêt programmé, il s'est avéré utile de diviser ces fonctions. Dans ces conditions, il est important que les interfaces résultant de cette division soient clairement définies et que les responsabilités relatives à l'exploitation en sécurité de la centrale continuent d'être assurées. Pour y parvenir, on peut adopter la division du travail et les dispositions suivantes :

- la surveillance de la centrale en termes de conformité aux prescriptions concernant la sûreté et la surveillance de tous les systèmes de conduite sont placées sous la responsabilité du chef de quart de service;
 - le traitement et la coordination de tous les systèmes isolés pour des besoins de maintenance sont assurés par une «équipe de quart spéciale d'arrêt programmé» travaillant en parallèle;
 - les nombreux essais de fonctionnement sont gérés et coordonnés par une équipe spéciale d'essais de fonctionnement.
- Un système passe ainsi du personnel de quart de service au personnel d'arrêt pro-

grammé par une autorisation de mise hors service dans la centrale («autorisation d'isolement»). Par la suite, ce système en état de marche est remis en service dans la centrale par une «autorisation de mise en service» qui est également documentée. Comme c'est le cas pour l'autorisation d'isolement, chaque essai de fonctionnement des systèmes de conduite doit également être autorisé par le chef de quart de service.

Avec cette répartition du travail, le personnel de quart – maintenant largement libéré des activités d'arrêt programmé – peut se concentrer sur le maintien de la sûreté de la centrale. Comme de nombreux systèmes sont mis hors service pendant un arrêt programmé, l'effectif du personnel de quart de service peut être réduit.

L'équipe de quart d'arrêt programmé prépare tous les plans d'isolement et de coordination globale sur une période de plusieurs mois. L'avantage de ce système est que le personnel de quart d'arrêt programmé connaît de façon détaillée tous les aspects de la planification. Il ne serait pas possible de donner un niveau aussi élevé de connaissances générales à une équipe de service normale. Cette dernière se conforme donc rigoureusement aux procédures définies dans le plan d'arrêt programmé.

S'il se révèle nécessaire, pour des raisons imprévues, de s'écarter des prescriptions du plan d'arrêt programmé, les documents de planification sont modifiés en conséquence par les planificateurs de l'arrêt. Conformément aux règles d'assurance qualité, les documents sont ensuite transmis au personnel de quart de service sous la forme de procédures mises à jour.

Cette approche exige la présence continue des planificateurs de l'arrêt programmé. Au cours d'un arrêt programmé à GKN, ils sont donc disponibles 24 heures sur 24.

➤ **Maintenance préventive pendant le fonctionnement en puissance.**

Depuis 1998, une partie du travail de maintenance sur les systèmes de sûreté de GKN II est effectuée pendant le fonctionnement en puissance. L'opinion générale sur cette stratégie semble être qu'elle conduit à une diminution notable de la durée des arrêts programmés.

Ce n'est pourtant pas le cas. Comme la maintenance en puissance sur des systèmes affectant la sûreté concerne essentiellement des systèmes mécaniques, elle ne raccourcit pas le chemin critique d'un arrêt programmé car le travail relatif aux systèmes d'instrumentation et de contrôle-commande est toujours effectué pendant cet arrêt. Cependant, l'un des avantages de la maintenance en puissance est la réduction de la charge de travail du personnel de maintenance et de surveillance au cours de l'arrêt et donc l'augmentation de sa capacité à exécuter et superviser les tâches restantes. La disponibilité légèrement réduite des systèmes est en revanche négligeable du fait que le degré de redondance est de $n + 2$.

➤ **Inspections en service avant redémarrage.**

Une fois que les mesures de maintenance ont été exécutées, un essai de fonctionnement exhaustif est nécessaire pour démontrer l'état de bon fonctionnement. Cela entraîne inévitablement la réalisation d'un grand nombre d'essais de fonctionnement après les arrêts programmés. Une grande part de ces essais est couverte par des essais périodiques du système de protection du réacteur. Par ailleurs, la pratique courante à GKN II consiste à soumettre aussi tous les composants vitaux qui ont été isolés pendant l'arrêt à des essais de fonctionnement systématiques. →

→ Pour la coordination de ces essais, la constitution d'une équipe spéciale s'est avérée utile.

> **Surveillance des activités d'arrêt programmé.** On comprend bien que la réussite d'un arrêt programmé n'est pas fondée uniquement sur une bonne programmation mais, avant tout, sur la qualité technique du travail. Ce dernier est réalisé par une multitude de sous-traitants; leur personnel doit donc être coordonné et supervisé par le personnel d'exploitation sur le site. Nombreux sont les membres du personnel de la centrale chargés de travaux de maintenance pendant le fonctionnement en puissance qui remplissent essentiellement des fonctions de surveillance pendant les arrêts programmés. Si l'on poussait ce concept plus avant et si l'on sous-traitait toutes les activités à des sociétés extérieures également pour le fonctionnement en puissance, cela signifierait que le personnel qualifié interne disponible ne serait pas en nombre suffisant pour superviser le travail sous-traité lors des périodes de pointe, par exemple, lors d'un arrêt programmé. Il faudrait donc se fier alors dans une large mesure à la qualité du personnel contractuel et aux essais de fonctionnement de fin. Une telle stratégie soulèverait inévitablement des questions quant à la responsabilité de l'exploitant dans le cadre de la loi atomique.

> **Aspects de sûreté et aspects commerciaux des arrêts programmés.** Il existe une règle générale, c'est que la sûreté n'est pas gratuite. Le temps et les effectifs nécessaires à la planification des arrêts programmés ont notablement augmenté au fil de l'optimisation; cependant, l'ana-

lyse rigoureuse de tous les procédés nécessairement associée aux arrêts programmés a aussi contribué à raccourcir la durée de ces derniers – malgré de plus nombreuses restrictions sélectives, par exemple, lors de l'exploitation à mi-boucle. Dans le contexte de l'EPS d'arrêt, il a été apporté des améliorations qui n'ont pas contribué à faciliter ou accélérer l'arrêt programmé. Un autre exemple caractéristique de gain de sûreté à citer malgré un gain (considérable) de temps est la pratique du «repositionnement du combustible dans le cœur», dont l'introduction a nettement amélioré la planification et la supervision du chargement du cœur en termes de garantie de la sous-criticité. D'autres réductions de la durée des arrêts programmés ont été rendues possibles par des investissements dans des systèmes améliorés sur le plan technique (par exemple, la plate-forme de rechargement). Cela a également permis d'accroître le niveau de sûreté de ces systèmes.

Pour terminer, on peut affirmer que l'analyse approfondie et l'optimisation des procédures d'arrêt programmé à GKN II ont eu des effets positifs sur le plan de la sûreté comme sur le plan économique. Il convient cependant d'émettre une mise en garde contre un raccourcissement de la durée des arrêts programmés qui serait fondé exclusivement sur des objectifs de concurrence et qui pourrait inciter le personnel d'exploitation à ne pas prendre très au sérieux des conditions limites affectant la sûreté malgré des conditions limites défaillantes (telles que des moyens de planification et de mise en œuvre suffisants) ou à ne pas mettre tout le zèle nécessaire dans les travaux de maintenance. Le prix à payer pour des «résultats» obtenus de cette façon pourrait se montrer très élevé. ■

PROBLÈMES ORGANISATIONNELS : LE POINT DE VUE D'UN ORGANISME DE RÉGLEMENTATION

■ **L'arrêt programmé d'une centrale tout comme le renouvellement du combustible exigent la délivrance d'une approbation réglementaire après examen de points choisis par l'autorité de sûreté et publication des rapports correspondants, conformément aux prescriptions. C'est ainsi qu'un rapport journalier est rédigé et envoyé à l'autorité pendant toute la période d'arrêt, l'ensemble étant ensuite complété par un rapport final. Comme tout arrêt programmé implique une perte économique pour la centrale, les exploitants et l'autorité de sûreté s'efforcent de réduire autant que possible la durée de ces arrêts. Cet impératif peut conduire à des conflits d'intérêts si une défaillance est découverte au cours de l'arrêt, la priorité de l'organisme de réglementation étant d'acquiescer une complète compréhension de la solution envisagée tandis que la première préoccupation de l'exploitant est de redémarrer aussi tôt que possible.**

À partir de 1996, de nombreuses mesures d'amélioration de la sûreté ont été mises en œuvre à la centrale de Paks, essentiellement pendant les arrêts programmés de cette dernière. Un type particulier d'arrêt programmé est effectué sur l'une des quatre tranches de la centrale tous les quatre ans. Les équipements internes sont alors sortis des réacteurs et soumis à des contrôles complets, ce qui porte la durée de l'arrêt des 24 jours d'un arrêt programmé normal à 60 jours. Les arrêts programmés offrent également la possibilité

de remédier à des défaillances qui pourraient éventuellement conduire à des événements imprévus.

Arrêt de centrale, source majeure de risque

▼ En dépit d'une croyance profondément enracinée mais erronée, le risque global associé aux arrêts d'une centrale pour des besoins de maintenance ou de renouvellement du combustible est comparable, si ce n'est supérieur, au risque encouru lorsque la centrale fonctionne à sa puissance nominale. Il existe à cela plusieurs raisons. ●●●

Par Lajos Vöröss, Directeur général adjoint, Direction de la sûreté nucléaire, Autorité hongroise pour l'énergie atomique (HFAER)



●●● Premièrement, les phases de transition – c'est-à-dire l'arrêt et le redémarrage – et les activités de maintenance et de rechargement font intervenir un grand nombre d'actions manuelles, ce qui n'est pas le cas pendant l'exploitation « normale ». C'est pour des raisons comparables que les accidents d'avion se produisent essentiellement au décollage et à l'atterrissage et non en altitude à la vitesse de croisière. Deuxièmement, un arrêt du réacteur pour rechargement implique qu'un grand nombre d'assemblages combustibles restent à l'intérieur de la cuve, nécessitant l'évacuation continue de la chaleur résiduelle. Troisièmement, la configuration de la centrale à l'arrêt est telle que de nombreux systèmes de sûreté font l'objet d'opérations de maintenance. Le nombre des équipements utilisables est donc inférieur à ce qu'il serait en exploitation normale. La détermination de la configuration minimale indispensable revêt donc une importance vitale car toute défaillance imprévue peut compromettre la possibilité d'assurer la sûreté. Quatrièmement : la logistique. Le remplacement de pièces est souvent un problème. Dans bien des cas, on a perdu la trace du fournisseur des pièces d'origine ou bien il a été effectué des modifications qui éloignent notablement l'équipement de sa conception initiale. Cela pose un problème de sûreté, par exemple en ce qui concerne des équipements antisismiques. Cinquièmement : les procédures. Chaque tâche effectuée dans le



Centrale nucléaire de Paks, Hongrie.

“ En tant que Directeur général adjoint de la HAEA et Directeur de la Direction de la sûreté nucléaire, je suis chargé de prendre des décisions de réglementation dans les domaines de l'octroi d'autorisations, des contrôles et de la mise en vigueur des décisions prises par l'organisme chargé de la réglementation. Les exploitants ne font appel que d'un très faible pourcentage de mes décisions. C'est dans le cas d'un tel désaccord uniquement que la décision finale est prise par le Directeur général de la HAEA lui-même. ”

contexte du fonctionnement en puissance est très précisément définie et les limites ou seuils sont explicitement indiqués. Ce qui n'est pas tout à fait vrai pour les actions liées aux arrêts, que ce soit en Hongrie ou ailleurs.

Gestion du risque : une question d'organisation

▼ Comme des sources de risques nombreuses peuvent interagir et aboutir à un événement imprévu, de nombreux moyens différents entrent évidemment en action pour atténuer ces risques. L'un d'entre eux est l'EPS. Des études probabilistes de sûreté mises à jour régulièrement reflètent la configuration réelle de la centrale au moment de l'arrêt. Comme chaque configuration comporte un facteur de risque, l'EPS permet de prendre des décisions rapides en cas de situation imprévue. Nous prévoyons actuellement de créer un puissant outil de ce type pour la centrale nucléaire de Paks. Cela implique un travail considérable car les tâches engendrant des risques au cours de l'arrêt d'une centrale sont nombreuses et leurs interrelations, encore davantage.

▼ Un autre outil est l'expérience. Comme les modèles et données d'entrée utilisés pour l'EPS sont fondés essentiellement sur la pratique, il est nécessaire de se représenter clairement les différents types de risques qui interviennent à chaque étape de l'arrêt programmé de la centrale. La difficulté que l'on éprouve à déterminer les facteurs

de risque et à quantifier leur poids relatif est amplifiée par des facteurs qui n'ont pas pu être prévus, par exemple par des défauts qui ont subsisté malgré le soin apporté à la conception et à la construction de la centrale, et qui ne peuvent être découverts qu'au moment du désassemblage. En pareil cas, l'expérience personnelle est irremplaçable.

▼ Un troisième moyen est le principe ALARA (As Low As Reasonably Achievable : niveau le plus bas que l'on peut raisonnablement atteindre). La conformité à cette règle exige une gestion judicieuse du personnel de façon à limiter autant que possible la dose reçue par chaque individu au cours des opérations. En Hongrie, le service d'Etat des médecins hygiénistes et de la santé publique (ANTSZ), chargé des questions de radioprotection, met l'accent sur le principe ALARA et sur la nécessité de disposer d'un nombre suffisant de personnes.

▼ Une quatrième méthode consiste à disposer d'informations précises. Pour éviter les malentendus, pour suivre ce qui se passe depuis le début des opérations et pour fournir la base de décisions bien fondées, des communications efficaces à la fois entre les personnes travaillant sur le site de la centrale et avec l'autorité de sûreté ainsi qu'une bonne qualité de la gestion des documents sont de la plus haute importance.

▼ Un cinquième outil est la tenue des locaux. L'arrêt programmé

EXTERNALISATION : UNE TENDANCE BÉNÉFIQUE POUR LA SÛRETÉ

En Hongrie, la tendance à l'externalisation est plus importante que par le passé. Alors que la totalité du travail associé à la maintenance et aux modifications était généralement exécutée en interne par le personnel de la centrale en effectif assez important, les sous-traitants assurent maintenant une part croissante du travail. Pour l'organisme de réglementation en matière de sûreté, le problème était donc un problème de confiance dans la qualification des sous-traitants et la question était aussi de définir qui en serait responsable. Il fut décidé que l'exploitant serait responsable du choix du sous-traitant et qu'il lui incomberait de vérifier si un système qualité adéquat est mis en œuvre par la société choisie. Ce changement essentiel dans l'organisation des arrêts et de la maintenance n'a pas eu d'effets négatifs sur la sûreté du fait que le personnel interne de la centrale de Paks et le personnel des sous-traitants sont formés au même endroit : le centre de formation à la maintenance de Paks.



Cuve du réacteur de la centrale nucléaire de Paks, Hongrie.

est une période pendant laquelle un grand nombre de personnes et d'équipements se trouvent temporairement sur le site de la centrale, ce qui exige que chacun respecte des procédures rigoureuses pour éviter qu'un équipement laissé sur place après une opération de maintenance ne soit la source d'un problème de corps étranger après le redémarrage. Dernier point mais non le moindre, une bonne assurance qualité et une culture de la sûreté sont exigées de l'exploitant afin que des relations satisfaisantes s'établissent avec l'organisme chargé de la réglementation et que cet exploitant ne cède pas à la tentation de cacher des informations dans le but d'accélérer la procédure d'approbation.

Progrès et défis en Hongrie

▼ En Hongrie, de louables progrès sont en cours en matière de sûreté car les exploitants améliorent en permanence leurs outils de maintenance, leur technologie et leurs pratiques. Outre le centre de préparation à la maintenance qui est en service depuis une quinzaine d'années, des logiciels et des systèmes d'information évolués permettent d'effectuer les tâches d'une façon beaucoup plus systématique que précédemment. Un centre de formation à la maintenance, entre autres, permet aux agents de travailler dans des conditions qui reflètent – mais dans un contexte inactif – la situation d'exploitation réelle. ●●●

●●● ▼ De toute évidence, la politique de sûreté hongroise est sur la bonne voie. Néanmoins, des efforts supplémentaires restent à faire pour perfectionner notre compréhension et notre état de préparation, en particulier dans le domaine des arrêts programmés pour maintenance. Nous admettons maintenant l'importance de ce type d'arrêt et nous sommes déterminés à faire mieux qu'auparavant. À titre d'exemples :

- la HAEA élabore de nouvelles directives réglementaires pour les arrêts programmés de maintenance après avoir étudié avec le plus grand soin les pratiques de l'US NRC et après avoir reconnu qu'une approche de ce type s'avérerait

bénéfique pour nous. Nous nous efforçons actuellement de préparer les nouvelles directives pour la fin de l'année en tenant compte également de la prolongation envisagée de la durée de vie des tranches de la centrale de Paks ;

- nous avons soigneusement réévalué les objectifs de sûreté associés aux arrêts afin de déterminer quel type d'outils analytiques est nécessaire pour améliorer notre niveau de sûreté ;
- nous avons réaménagé notre stratégie de surveillance réglementaire de façon à mieux prendre en compte les tâches relatives à la maintenance dans les arrêts programmés des centrales. Nous avons, par exemple,

reconsidéré les seuils de sûreté acceptables pour ce type d'opération ;

- nous donnons à nos inspecteurs le même niveau de préparation et de formation pour les inspections, l'évaluation et la mise en œuvre des arrêts programmés de maintenance/rechargement que pour l'exploitation à la puissance nominale.

▼ Dans cette démarche, la coopération européenne et internationale dans le domaine de l'arrêt des centrales nucléaires est de la plus haute importance pour nous car des pratiques de sûreté extrêmement élaborées constituent une source d'inspiration précieuse. ●

L'AUTORITÉ HONGROISE POUR L'ÉNERGIE ATOMIQUE (HAEA)

La HAEA est un organisme de l'administration publique centrale dirigé par le gouvernement et possède un large domaine d'autorité, avec ses propres tâches et ses propres compétences en matière de réglementation. La HAEA a pour rôle à la fois de réglementer toutes les activités de sûreté nucléaire (en particulier l'octroi d'autorisations et l'inspection des centrales) et de coordonner la réglementation d'autres activités par des ministères et des organismes administratifs. Le directeur général de la HAEA et ses adjoints sont désignés et relevés par le Premier ministre, en conformité avec la nouvelle loi atomique parue en 1997. Le gouvernement exerce sa surveillance de la HAEA par l'intermédiaire du Président de la Commission hongroise pour l'énergie atomique. La HAEA comporte deux directions, la Direction nucléaire générale (General Nuclear Directorate : GND) et la Direction de la sûreté nucléaire (Nuclear Safety Directorate : NSD). La GND est chargée de la protection et du conditionnement des matières nucléaires ainsi que des autorisations de transport et de conditionnement tandis que les attributions et les responsabilités de la

NSD concernent les autorisations, les inspections de centrales nucléaires et l'application des règles dans ces centrales. La NSD emploie 40 spécialistes titulaires de diplômes universitaires ou d'enseignement supérieur. La NSD de la HAEA supervise quatre installations :

- la centrale nucléaire de Paks (4 x 460 MW ; réacteurs VVER de type 440/213), où la NSD dispose d'un service d'inspection sur site ;
- le réacteur nucléaire de formation de 100 KW exploité par l'Institut des techniques nucléaires de l'Université technique de Budapest ;
- le réacteur de recherche de 10 MW de Budapest exploité par l'Institut de recherche pour l'énergie atomique (KFKI) ;
- l'installation de stockage provisoire du combustible usé de Paks exploitée par l'Agence publique pour la gestion des déchets radioactifs (PURAM).

La HAEA dirige des centres d'intervention en cas d'urgence, de formation et d'analyse (CERTA) couvrant pratiquement tous les rôles qui incombent à un organisme de réglementation.

AUGMENTER LA DISPONIBILITÉ SIGNIFIE AUGMENTER LA SÛRETÉ

■ En tant que producteur privé sur un marché déréglementé de l'électricité, Nuclenor porte la plus grande attention à l'amélioration du rapport coût/efficacité de ses opérations. La filiale à 50 % Iberdrola et 50 % Endesa possède et exploite un REB de 466 MWe installé à Santa María de Garoña près de Burgos et elle détient une part de 2 % du REP de 1 066 MWe de Trillo, dans la région de Guadalajara. Nuclenor, dont le siège social se trouve à Santander, a été fondée dans les années soixante avec, pour objectif, la conception et la construction de la centrale de Santa María de Garoña, troisième centrale nucléaire espagnole à entrer en puissance. La société profite donc d'une précieuse expérience dans le domaine de la conception, de la construction et de l'exploitation de réacteurs. Un objectif important est maintenant fixé aux employés ; il s'agit d'améliorer la disponibilité de la centrale grâce à un raccourcissement des périodes d'arrêt. Responsable de l'ingénierie des systèmes, de la simulation de la centrale, des études probabilistes des risques (EPR), des analyses de sûreté, etc., en rapport avec les prescriptions de sûreté et les prescriptions réglementaires, responsable également des systèmes et technologies de l'information de la société, Julio González explique le défi concurrentiel auquel Nuclenor est confronté et les moyens permettant d'améliorer le rapport coût/efficacité des arrêts de la centrale tout en maximisant la sûreté.

Il n'existe pas d'incompatibilité entre disponibilité et sûreté

▼ Les arrêts de centrales sont des périodes critiques pour plusieurs raisons. Premièrement, ils constituent une part mineure de la vie d'un réacteur si on les compare aux périodes d'exploitation « normale », mais c'est pendant ces périodes qu'interviennent les changements les plus importants.

Les procédés et procédures associés sont donc rarement aussi détaillés et répétitifs que les procédures d'exploitation. Deuxièmement, les arrêts sont des périodes pendant lesquelles un grand nombre de tâches « inhabituelles » et délicates, telles que l'ouverture et la fermeture de la cuve du réacteur, le déplacement du combustible, etc., sont

Par Julio González, Directeur du Groupe Systèmes, Département Ingénierie, Nuclenor SA



●●● effectuées dans un étroit créneau de temps. La coordination et la planification de ces nombreuses tâches – comme celles des états transitoires correspondants – sont donc extrêmement complexes. Troisièmement, l'intervention d'équipes de sous-traitants présentes sur le site temporairement seulement, pour des besoins de maintenance ou de modification, pose le problème de la familiarisation avec l'installation et les équipements. Quatrièmement, les arrêts programmés sont considérés exclusivement comme des périodes improductives et la pression ressentie pour redémarrer dès que possible ne cesse de s'amplifier. Pour ces nombreuses raisons, garantir la sûreté des états d'arrêt tout en augmentant la disponibilité de la centrale constitue un véritable défi. Nous sommes cependant convaincus, chez Nuclenor, que la sûreté est parfaitement compatible avec l'efficacité économique et que les centrales les plus disponibles sont aussi celles qui ont les meilleurs états de sûreté. Il n'y a pas d'incompatibilité entre les deux objectifs. En d'autres termes : il est possible de ne faire aucun compromis en matière de sûreté dans le contexte d'une exploitation rentable.

Profiter de la coopération internationale

▼ A Santa María de Garoña, la durée moyenne d'un arrêt programmé pour renouvellement

du combustible a été d'environ 40 jours sur les trois dernières occasions alors qu'un nombre important d'installations des Etats-Unis font beaucoup mieux. C'est pourquoi nous avons décidé de tenter de réaliser notre prochain arrêt prévu pour mars 2003 en 21 jours, c'est-à-dire de diminuer pratiquement de moitié la durée de l'arrêt. Cet objectif est ambitieux, certes, mais réaliste. ▼ Notre société participant à de nombreux programmes de coopération internationale, nous avons l'habitude de prêter une attention particulière à l'expérience acquise par nos collègues des différentes compagnies d'électricité. Notre participation au Groupe d'exploitants de REB, organisé par General Electric, est une source essentielle d'informations en vue de nos améliorations car elle nous donne l'occasion de nous mettre au courant de l'expérience accumulée dans le monde entier. Par ailleurs, nous restons en contact étroit avec Exelon (regroupement d'entreprises formé de Philadelphia Power & Light et d'Unicom), qui exploite des réacteurs très semblables à celui de notre centrale de Santa María de Garoña. Exelon constitue pour nous une référence car cette société a réalisé d'importants progrès dans la gestion des arrêts programmés des centrales. Nous avons l'intention de profiter de son expérience et de notre coopération avec les exploitants européens de REB, en particulier du REB suisse de Mühleberg, très analogue au nôtre.

Accorder aux états d'arrêt autant d'attention qu'à l'exploitation normale et réaliser une EPR (évaluation probabiliste des risques) approfondie pour disposer de lignes directrices

▼ Après une analyse soignée, nous avons décidé de faire d'une planification rigoureuse la clé qui nous permettrait de diminuer de moitié la durée du prochain arrêt tout en améliorant la sûreté à Santa María de Garoña. Avec cette idée en tête, nous nous sommes appuyés sur un guide publié en 1991 par le Numarc¹ (Nuclear Utility Management and Resources Council : Comité de la gestion et des ressources humaines des compagnies d'électricité nucléaire). Ce document, intitulé *Guidelines for Industry Actions to Assess Shutdown Management*, propose des directives permettant de contrôler qu'un nombre suffisant de sources d'énergie, de systèmes et de redondances est disponible pendant l'arrêt pour assurer la sûreté. Grâce à cette méthode, on peut estimer jusqu'à quel point et combien de temps on est sorti des marges de sécurité, si toutefois cela s'est produit. Nous sommes donc en mesure de savoir à chaque instant si nous travaillons dans le vert, dans le jaune ou dans le rouge. ▼ Nous avons récemment effectué une évaluation probabiliste des risques associés aux arrêts. Cette analyse a montré que le risque majeur d'un réacteur de type REB est lié à l'éventuelle impossibilité d'éliminer la chaleur résiduelle

par suite de l'incapacité à maintenir la quantité d'eau voulue. A la suite de cette EPR, nous avons décidé de rédiger des procédures d'arrêt et d'intervention en cas d'imprévu, en allant jusqu'à des niveaux de détail et de cohérence comparables à ceux des procédures d'exploitation.

▼ Mon opinion est que le risque n'est pas tant associé à l'état d'arrêt qu'à la manœuvre d'arrêt, c'est-à-dire au changement des conditions et aux états transitoires. Une erreur, une fausse manœuvre par exemple, peut entraîner une fuite. Dans ces conditions, le risque est lié à l'évacuation de l'eau de la piscine de déchargement du cœur et de la piscine de désactivation. Cela étant dit, je n'affirmerai pas que l'arrêt présente plus de risques que l'exploitation normale dans la mesure où les tâches ont été planifiées soigneusement et en détail. Sur ce point, la déréglementation du marché et la concurrence plus rude constituent une formidable incitation à réaménager les arrêts de la centrale pour obtenir une meilleure disponibilité grâce à un raccourcissement des périodes d'arrêt.

Vers des méthodes de travail de plus en plus rentables

▼ Pour parvenir à des arrêts programmés courts et sûrs, les facteurs essentiels suivants ont été identifiés : ● faire des activités touchant au rechargement – c'est-à-dire

“ Nous sommes persuadés que l'efficacité économique doit être compatible avec la sûreté. Il est possible de ne faire aucun compromis en matière de sûreté dans le contexte d'une exploitation rentable. ”

des activités telles que l'ouverture et la fermeture du réacteur, le déplacement du combustible, les inspections, etc. – le chemin critique de l'arrêt ;

- planifier les opérations d'arrêt dans le cadre d'un travail d'équipe, élaborer un programme détaillé de ce qui sera fait par chaque équipe ;
 - établir un programme extrêmement précis de chaque opération, en particulier des opérations associées au rechargement ;
 - étudier les conditions de travail afin de s'assurer que le personnel requis pour effectuer les différentes tâches sera disponible. Une disponibilité accrue du personnel pendant les périodes d'arrêt programmé peut être obtenue par la négociation et par des incitations à la réalisation des objectifs ;
 - faire passer certaines tâches telles que la maintenance préventive des périodes d'arrêt aux périodes d'exploitation normale.
- ▼ Comme l'un des aspects cruciaux de la planification est celui des « fenêtres », c'est-à-dire des périodes pendant lesquelles certains systèmes sont disponibles ou indisponibles, l'exécution de la maintenance préventive pendant des périodes de fonctionnement en puissance permet au personnel d'être plus détendu pendant l'arrêt grâce à la diminution du nombre des opérations à effectuer et du nombre des systèmes et équipements affectés. Cette disposition permet également un meilleur contrôle et une meilleure qualité ●●●

●●● pendant l'exploitation normale du fait que la charge de travail se trouve répartie sur une période plus longue.

Comme la dose collective par jour a tendance à rester inchangée, une meilleure planification qui induit un raccourcissement de la période d'arrêt aboutit à une dose totale plus faible.

▼ A ce jour, où en sommes-nous et quel est le travail à faire pour atteindre nos objectifs ?

Premièrement, il nous faut établir un nouveau programme de maintenance qui fasse passer la maintenance préventive dans les périodes d'exploitation normale (maintenance en service). Si nous y parvenons, nous parviendrons à un arrêt beaucoup plus court qu'à l'heure actuelle.

Nous devons ensuite utiliser notre étude probabiliste des risques pour évaluer la nouvelle situation de manière à maîtriser les répercussions des changements sur le bilan sûreté à l'arrêt/sûreté en exploitation. Pour obtenir de bons indicateurs de performances à moyen et long termes, il nous faudra, en tant qu'exploitant, utiliser notre EPR et la maintenir à jour. C'est un point sur lequel nous sommes en discussion avec l'autorité chargée de la réglementation au sujet de la mise en place d'un accord. Troisièmement, nous avons encore à étudier certains aspects réglementaires et à mener des négociations avec notre propre personnel et avec nos sous-traitants

pour terminer la planification visant à réduire de moitié la durée des arrêts.

Dernier point mais pas le moindre, nous devons préparer et planifier avec soin les importantes modifications à apporter pendant les arrêts programmés pour maintenir la centrale dans un état compatible avec nos objectifs à long terme. L'étude de base, ainsi qu'une majeure partie de l'étude détaillée, est exécutée en interne, la mise en œuvre étant partiellement sous-traitée.

Il ne fait pas de doute qu'une ère nouvelle s'ouvre à Santa María de Garoña. ●

1- Le Numarc fait partie du NEI (Nuclear Energy Institute).

Le prochain numéro de
« La Tribune Eurosafe »,
prévu en janvier 2003,
fera le bilan des conférences
et débats du Forum Eurosafe
qui s'est déroulé à Berlin
les 4 et 5 novembre 2002.

La Tribune Eurosafe est la revue du Forum Eurosafe. **Comité éditorial** : Jean-Bernard Chérié, IRSN – Benoît DeBoeck, AVN – Ulrich Erven, GRS – Peter Storey, HSE – Christer Viktorsson, SKI – José I. Villadóniga Tallón, CSN. **Coordination** : Horst May, GRS – Emmanuelle Mur, IRSN. **Crédits photos** : Thomas Gogny, Médiathèque EDF et Photothèque IRSN. **Rédacteur** : Jean-Christophe Hedouin. **Production** : Euro RSCG Publishing. **ISSN** : 1634-7668. **Dépôt légal** : octobre 2002.

**INSTITUT DE RADIOPROTECTION
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE (IRSN)
BP 17
F-92262 FONTENAY-AUX-ROSES CEDEX**

**GESELLSCHAFT FÜR ANLAGEN-
UND REAKTORSICHERHEIT (GRS) mbH,
SCHWERTNERGASSE 1
D-50667 KÖLN**

**POUR TOUT RENSEIGNEMENT
COMPLÉMENTAIRE :
www.eurosafe-forum.org**

E U R O S A F E

GRS

IRSN