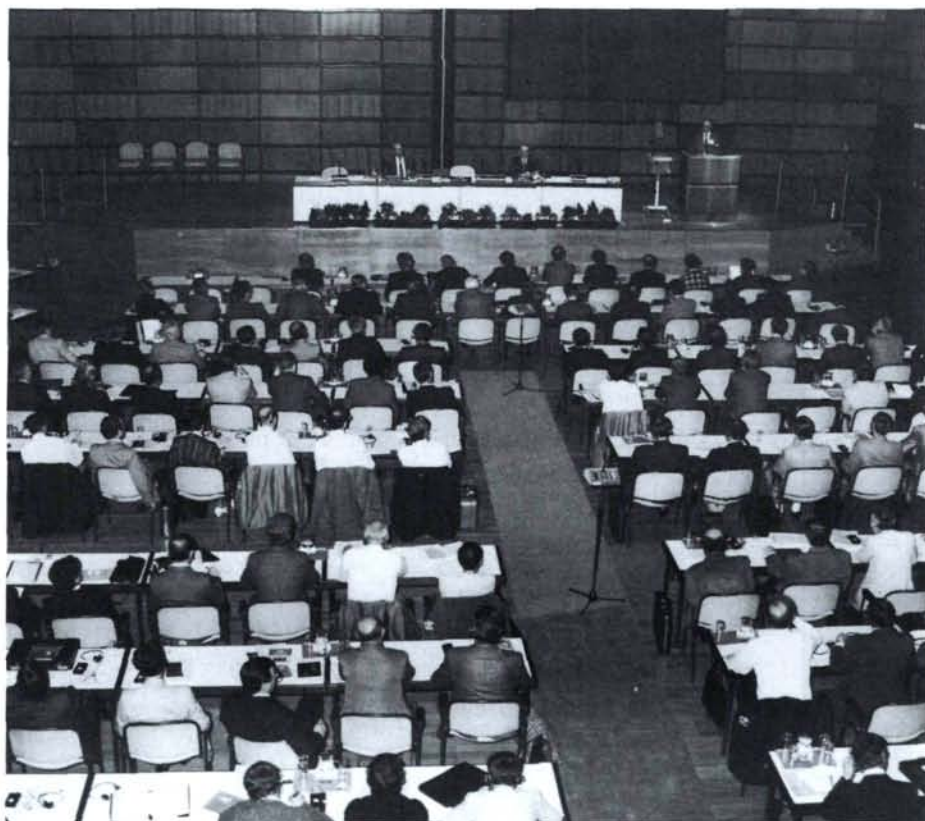




Des experts de 40 pays ont assisté à la Conférence internationale de l'AIEA sur la performance et la sûreté des centrales nucléaires, réunie à Vienne du 28 septembre au 2 octobre 1987. A cette occasion, une conférence de presse sur divers aspects du programme nucléo-énergétique de l'URSS a été tenue le 30 septembre par des officiels soviétiques dont (à partir de la droite) M. N. Lukonin, M. A. Petrosyants, M. V. Malyshev, M. A. Abagyan et M. L. Ilyin. (Photo: Katholitzky/AIEA)



Performance et sûreté des centrales nucléaires

Les moments forts de la conférence internationale de l'AIEA

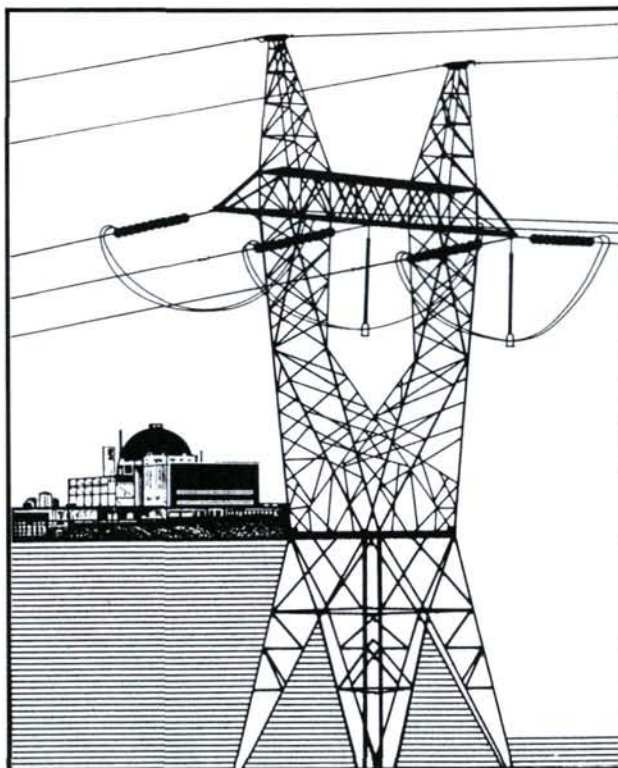
par L.L. Bennett, J. Fischer et A. Nechaev

Les efforts nationaux et internationaux pour améliorer la performance et la sûreté des centrales nucléaires comptaient parmi les nombreuses questions techniques et économiques traitées à l'occasion de la conférence internationale de l'AIEA sur ce sujet, qui s'est tenue à Vienne en automne 1987*.

Dans son discours d'ouverture, M. Hans Blix, directeur général de l'AIEA, a rappelé que cette conférence s'inscrivait dans la série de conférences qui ont jalonné l'évolution de l'énergie nucléaire: les quatre Conférences de Genève (une partie de l'ordre du jour des deux dernières relevait de l'AIEA), la Conférence de Salzbourg de 1977 consacrée à l'énergie d'origine nucléaire et à son cycle du combustible, et la Conférence de Vienne de 1982 sur l'expérience en matière d'énergie d'origine nucléaire. Chacune de ces conférences marquait une étape importante de l'évolution du nucléaire et donnait l'occasion de faire le point des connaissances en centralisant l'information en provenance de nombreux pays. La conférence de l'automne dernier a été tout à fait opportune, car elle a permis de faire le point de l'expérience acquise et de l'information sur les objectifs que se sont fixés les pays

M. Bennett est chef de la Section des études économiques, Division de l'énergie d'origine nucléaire. M. Fischer est membre du personnel de la Division de la sûreté nucléaire. M. Nechaev est chef de la Section des matières nucléaires et de la technologie du cycle du combustible.

* Cette conférence s'est tenue à Vienne, du 28 septembre au 2 octobre 1987. Les participants, au nombre de 500, venaient de 40 pays et de 12 organisations internationales. Plus de 200 mémoires (de 26 pays et six organisations internationales) y ont été présentés. On peut se procurer le compte rendu de la conférence auprès de l'AIEA.



dotés d'un programme nucléaire, et chacun a pu apprécier les remises en cause — quelquefois douloureuses — de ces programmes que certains pays ont entrepris depuis un an.

Le développement de l'énergie d'origine nucléaire

Les besoins

Dans son intervention lors de la séance de clôture, M.W. Kenneth Davis, consultant auprès du Groupe Bechtel, et ancien sous-secrétaire d'Etat à l'Energie (Etats-Unis), a exprimé sa conviction que l'énergie (y compris l'électricité) était une des principales *conditions* de la croissance économique et du progrès social, et non une simple *conséquence* de cette croissance.

M. Davis a conclu en disant que le besoin d'énergie d'origine nucléaire s'inscrivait dans la problématique de la demande d'électricité et des différentes options permettant d'y répondre. Les besoins en électricité s'inscrivent à leur tour dans le contexte plus général de la demande totale d'énergie sans pour autant en dépendre directement, comme l'ont montré plusieurs des mémoires présentés à la conférence. La croissance de la demande d'électricité est en général bien supérieure à celle de la demande d'énergie. Il en résulte que la part d'énergie primaire affectée à la production d'électricité augmente dans presque tous les pays. Dans les pays en développement, le rapport entre la croissance de la demande d'énergie et d'électricité et la croissance économique est très supérieur à celui des pays développés. D'où de graves difficultés financières

lorsque le coût de l'énergie est élevé. L'exposé de M. H.J. Laue, représentant la Conférence mondiale de l'énergie, est venu étayer ces hypothèses.

D'après un mémoire présenté au nom de l'AIEA, la capacité nucléo-énergétique des pays en développement va plus que doubler d'ici à la fin du siècle, ce qui correspond à une puissance supplémentaire de 40 gigawatts électriques (GWe). Pendant cette même période, la puissance installée nucléaire des pays industrialisés devrait progresser de 65%, soit une augmentation de 170 GWe. Ainsi, 25% de la capacité nucléo-électrique qui seront mis en service d'ici à l'an 2000 le seront dans les pays en développement.

Malgré ce remarquable résultat, la part du nucléaire correspondant aux pays en développement restera probablement assez modeste dans l'avenir prévisible. D'ici à l'an 2000, les sources classiques d'énergie — thermique et hydraulique — continueront de pourvoir à l'essentiel des besoins en électricité de ces pays.

Economie et performance

La croissance de la capacité nucléo-énergétique est fortement tributaire de l'économie de l'option nucléaire par rapport aux autres sources d'énergie. Dans de nombreux pays, il n'est plus économique ni pratique de pousser l'exploitation de l'énergie hydraulique; par ailleurs, le pétrole ou le gaz coûtent cher et les autres sources, telles l'énergie solaire ou l'énergie éolienne, ne semblent pas promettre une importante contribution. Restent le charbon ou le nucléaire. Beaucoup de pays ont du charbon ou peuvent en importer, mais les prix ne sont pas toujours intéressants. Certains mémoires (Inde, Chine) ont présenté les résultats d'études montrant que les investissements qu'implique une forte augmentation de la production d'électricité à partir du charbon sont bien supérieurs à ceux qu'exigerait l'option nucléaire.

Il semble que tous les auteurs s'accordent à penser que, bien conçues et bien exploitées, les centrales nucléaires restent compétitives par rapport à l'option charbon dans la plupart des régions du monde, sauf lorsqu'il y a du charbon sur place à des prix intéressants et pour longtemps. On a fait observer qu'une fois construite la centrale nucléaire permet de produire de l'électricité dont le prix de revient est stable et peu sensible à l'inflation.

La recherche de l'excellence

Dans son allocution d'ouverture, M. Blix a dit notamment ceci: «Je pense qu'il nous faut admettre que seule la recherche de l'excellence en ce qui concerne la performance et la sûreté d'exploitation des centrales nucléaires dans le monde entier peut aider à atténuer les craintes du public, dues à son manque d'information sur le phénomène de la radioactivité et exacerbées par les accidents qui se sont produits. Il ne suffit pas d'expliquer que la moindre entreprise industrielle — y compris la production d'énergie — comporte un certain risque. Il nous faut accepter que les normes de sûreté pour les centrales nucléaires devront être plus exigeantes que pour toute autre entreprise industrielle. L'industrie nucléo-énergétique en est parfaitement consciente et ce principe est le fondement même des programmes des industriels comme des pouvoirs publics.»

«Heureusement», a-t-il ajouté, «la sûreté et la bonne gestion économique vont de pair. Il y a intérêt, sur le plan économique, à veiller à la fiabilité et au bon fonctionnement d'une centrale nucléaire.»

M. Blix a également signalé les progrès de la performance des installations depuis la conférence de 1977 sur l'énergie d'origine nucléaire et son cycle du combustible. A l'époque, le facteur moyen de disponibilité des 137 réacteurs de puissance notifiés au système de documentation de l'AIEA sur les réacteurs était seulement de 64,7%; en 1982, au moment de la conférence suivante, le nombre de réacteurs était passé à 200, mais le facteur moyen de disponibilité restait aux alentours de 65% — chiffre qui ne manquait pas d'inquiéter. En 1986, dernière année pour laquelle on dispose de données complètes, le facteur s'était amélioré, atteignant 70,4% pour les 288 réacteurs inscrits. Mieux encore, 55% de ces réacteurs avaient une disponibilité de 75% ou plus et, depuis 1984, pour environ 40% des réacteurs, la disponibilité dépasse 80%.

Ces données montrent clairement que l'on peut tirer des enseignements des conférences internationales ou d'autres instances, car celles-ci permettent d'améliorer l'échange d'informations et de faire connaître les performances que l'on peut atteindre.

Objectifs de la décennie 1990

Réduction des coûts. On a fait remarquer qu'une réduction de 35% des coûts initiaux serait possible grâce à une normalisation poussée des centrales. Une économie supplémentaire pourrait être réalisée en réduisant les charges en fonction du temps, notamment en abrégant les délais de construction.

Mise à part l'évolution bien connue du nucléaire en France, il existe d'autres indices d'un mouvement vers la normalisation — par exemple, le principe Convoy en République fédérale d'Allemagne et le futur plan de normalisation que comporte le programme de réacteurs à eau légère perfectionnés mis au point par le Département de l'Energie des Etats-Unis et l'Institut de recherche sur l'énergie électrique.

Selon la formule Convoy, le temps d'ingénierie correspondant à une centrale mise en chantier au début des années 80 serait réduit d'environ 38% par rapport à une centrale non normalisée commencée à la fin des années 70. Si l'on étend la normalisation à tous les composants d'une centrale non spécifiques au site, environ 70% de tous les documents techniques peuvent être prêts lorsque se termine l'étude conceptuelle, et environ 90% des travaux d'ingénierie peuvent être achevés avant même l'ouverture du chantier. De la sorte, les compagnies d'électricité peuvent se fier davantage aux devis et aux calendriers prévus et mieux cibler leurs démarches économiques. En outre, les coûts sont optimisés et les délais de construction raccourcis puisque l'on peut procéder à la préfabrication et au préassemblage des ouvrages de génie civil et informatiser la gestion du projet et la surveillance des travaux.

Amélioration de la performance. L'industrie nucléaire cherche à prolonger le cycle d'exploitation afin d'améliorer la disponibilité des centrales; de nouvelles configurations sont à l'étude afin de prolonger la durée de séjour des assemblages combustibles dans le

cœur du réacteur. (Le résumé des travaux de la conférence consacrée au cycle du combustible nucléaire, dans la section suivante, donne une information plus détaillée sur cette question.)

En ce qui concerne la disponibilité de la centrale, les arrêts prévus pour le rechargement en combustible, l'entretien et les réparations représentent quelque 70% de l'indisponibilité totale pour un réacteur à eau légère, d'où l'importance de réduire la durée de ces opérations. Les efforts en ce sens ont porté leurs fruits; les arrêts sont passés d'une durée moyenne de 70 jours en 1982 à 41 jours à l'heure actuelle, et l'on peut encore faire mieux.

Pour utiliser le temps des arrêts prévus de manière plus efficace, l'industrie nucléaire étudie des moyens de grouper les activités pendant ces arrêts. Par exemple, l'emploi d'obturateurs spéciaux au niveau des buses d'entrée et de sortie des cuves pressurisées permet de vider les circuits périphériques tout en maintenant le réacteur en eau; on peut ainsi éprouver et inspecter à la fois la cuve, les pompes primaires et les générateurs de vapeur. De même, l'utilisation de manipulateurs spéciaux et de nouveaux matériels d'entretien permet de réduire la durée des opérations et la radioexposition du personnel.

Harmonisation des procédures d'homologation. La solution des aspects institutionnels de la normalisation et la mise en place d'un dispositif réglementaire équilibré sont des objectifs prioritaires de l'industrie nucléaire pour les années 90. Il s'agit de stabiliser et de rationaliser le processus d'homologation d'une centrale. Dans certains pays, l'incertitude, sur le plan réglementaire, implique un risque excessif pour les investisseurs, ce qui peut les décourager de financer de nouvelles centrales, aussi sûres, fiables ou rentables soient-elles. Aux Etats-Unis, on propose actuellement un système de permis unique pour la construction et l'exploitation, l'approbation des plans préliminaires et définitifs de la centrale, et l'instauration d'une certification des plans qui servirait de référence pendant une période de 10 ans. Vers le milieu des années 90, une compagnie d'électricité devrait être en mesure de choisir une conception ainsi homologuée et de la combiner avec un site préapprouvé, afin d'obtenir un permis de construction-exploitation dans des délais réglementaires relativement courts.

La sûreté des centrales nucléaires

Tous les pays équipés de centrales nucléaires ont étudié de près l'accident de Tchernobyl sous l'angle de la sûreté de leurs propres installations et ont conclu que le type d'accident survenu dans le réacteur RBMK de Tchernobyl ne pouvait pas se produire dans d'autres types de réacteurs. Cela dit, les questions de sûreté nucléaire et notamment celles des RBMK, ont fait l'objet de plus de 70 mémoires pour cette conférence.

Les accidents graves

Les exposés présentés par l'Union soviétique sur les mesures prises lors de l'accident de Tchernobyl et sur ses aspects sanitaires ont suscité beaucoup d'intérêt (*voir*

l'article sur ce sujet dans ce même numéro) et ont permis de mettre à jour les renseignements disponibles à l'époque de la réunion d'analyse de l'accident organisée par l'AIEA en 1986. Ils rendaient compte de la mise sous massif de protection de la tranche 4 de Tchernobyl et signalaient qu'aucun problème n'était survenu pendant la première année d'isolement. La baisse des températures et des niveaux de radioactivité des rejets confirme la stabilisation des conditions.

Le traitement du problème de commande de la réactivité, typique des RBMK, a tout particulièrement intéressé les spécialistes de la sûreté. Selon les mémoires soviétiques, les intentions du gouvernement (précédemment exprimées à l'occasion de la réunion de 1986 à l'AIEA) ont légèrement changé en ce qui concerne l'adaptation *a posteriori* des systèmes de commande et de mise à l'arrêt de la centrale. La vitesse d'insertion des barres a été augmentée (d'un facteur 1,7 environ). On a également modifié le nombre de barres, et le positionnement des barres et des déflecteurs d'eau dans le cœur du réacteur, ainsi que les dispositifs de surveillance. D'autres modifications sont en cours. Autre changement important, l'introduction progressive de combustible enrichi à 2,4% dans tous les RBMK, tout en laissant un plus grand nombre de barres de commande dans le cœur, afin de réduire le coefficient de vide. Ce coefficient de vide reste néanmoins positif et il faut en supporter le coût économique, mais la sûreté s'accroît considérablement. Dans le cadre de ce débat, un mémoire canadien a présenté en détail les perfectionnements introduits il y a déjà longtemps dans le réacteur Candu pour en garantir la sûreté, même en cas d'accident avec formation rapide de vide.

Plusieurs exposés ont porté sur la situation radiologique après Tchernobyl, et l'URSS a rendu compte des relevés et des évaluations des retombées.

A titre d'exemple, citons une de ces valeurs: la dose engagée collective prévue à la population soviétique sur 50 ans sera de 330 000 sieverts-hommes. En moyenne, cela représente environ 2% du rayonnement naturel pendant la même période. (*Voir dans ce numéro l'article sur ce sujet.*)

D'autres exposés concernaient les conséquences de l'accident sur la production agro-industrielle de l'URSS et ses incidences sur l'environnement en Europe de l'Ouest, notamment dans les pays de la Communauté européenne. Un des auteurs a estimé la dose engagée pour la population de la Communauté européenne à environ 80 000 sieverts-hommes et précisé que la dose effective moyenne à l'individu pouvait être de quelques centaines de micro-sieverts pendant la première année dans les pays les plus touchés.

Aucune modification des dispositifs de sûreté des réacteurs à eau pressurisée ou des réacteurs à eau bouillante n'est jugée indispensable à la suite de Tchernobyl, mais le débat sur les accidents graves s'est beaucoup amplifié depuis cet accident et l'on retrouve cette préoccupation dans de nombreux mémoires. Une intervention au nom du Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire (AIEA) conclut, entre autres, que la gestion des accidents est un bon moyen de réduire les risques, et qu'il est en outre fondamental de protéger la fonction de confinement. Le débat sur ces questions

avait commencé avant Tchernobyl, mais ce n'est pas par hasard que, dans certains pays, l'enveloppe de confinement doit désormais comporter un dispositif de décompression pour être homologuée.

Tous les pays possédant des centrales nucléaires n'ont pas été passés en revue, mais il semblerait que les hypothèses d'accident, les critères d'acceptation et les modifications à apporter au confinement ne sont pas acceptés uniformément, d'où la diversité des approches. Un exemple: la Suède et l'Italie font intervenir la notion d'utilisation de la terre après un accident. Cette idée a mené à fixer à 0,1% la limite de rejet du césium et de l'iode contenus dans le cœur. On examine actuellement divers moyens d'assurer une décompression contrôlée du confinement et il semble que l'on s'oriente nettement vers l'adoption d'un dispositif à cette fin pour les réacteurs à eau légère. Peu à peu, on abandonne la définition classique de l'accident de référence, ou on la modifie.

Evaluation de sûreté

On s'est beaucoup intéressé aux divers aspects des objectifs de la sûreté fondés sur les analyses probabilistes. Indépendamment des méthodes quantitatives pour améliorer la précision de ces analyses, nombre de termes et de critères importants doivent être précisés en vue de leur acceptation générale. Sur ce plan, les mémoires offraient de l'information plutôt que des solutions. Comment combiner et limiter les paramètres pertinents en ce qui concerne les risques individuels et collectifs — mortalité, effets des faibles doses, sort de la terre, pertes financières — reste un point litigieux et l'on semble encore loin d'une approche commune sur le plan international. Pendant plusieurs années encore, les décisions (concernant les accidents de référence) continueront de se fonder sur une évaluation technique déterministe (qui fait une place aux probabilités) appuyée par des analyses probabilistes quantitatives. L'un des mémoires, en résumant la situation, se montrait plus optimiste, du moins en ce qui concerne l'utilisation plus formelle des critères probabilistes du risque au niveau des systèmes de sûreté. Il faisait aussi le point des autres avantages des évaluations probabilistes de la sûreté, notamment la possibilité d'évaluer les incertitudes dues aux variations statistiques du comportement du matériel. L'approche déterministe ne permet évidemment pas ces évaluations.

Lorsque l'on aborde la question des objectifs de la sûreté, il faut comparer les risques. Un des exposés traitait justement de la sûreté dans les industries dangereuses autres que nucléaires, faisant remarquer que les accidents graves avaient toujours une incidence politique en raison du partage inégal des avantages et des risques. L'autorité qui délivre l'autorisation est donc tenue de justifier ses normes auprès du public afin de conserver la confiance de celui-ci. L'auteur disait sans détour que «c'est une grave erreur de penser que l'on peut éduquer le grand public en matière de risque», ce qui laisse entendre que l'industrie et les autorités réglementaires devraient faire un gros effort pour informer correctement ce public. Autre obstacle: la sûreté n'est pas une quantité facilement mesurable, et les risques quantitativement égaux ne signifient pas forcé-

ment la même chose pour toutes les industries. Au Royaume-Uni, une enquête auprès du public, intitulée Sizewell-B, a rappelé que, pour le public, il faut non seulement que les centrales soient sûres, mais encore qu'on le démontre clairement. D'autres exposés traitaient les problèmes de communication, notant que, pour se faire une idée claire des risques de l'énergie nucléaire, il faut pouvoir disposer librement d'informations concrètes et objectives. Cela dit, comme cette information passe par les médias, elle peut se présenter sous différentes formes.

Les méthodes probabilistes sont largement utilisées pour aider les responsables de la sûreté, notamment pour détecter les faiblesses au stade de la conception et pour assurer une protection équilibrée. L'incertitude des résultats des calculs de base ne permet guère de les utiliser comme chiffres absolus. Deux aspects importants sont actuellement à l'étude, et les calculs de référence font apparaître de subtiles différences de méthodologie qui influent sur le résultat final; il s'agit des erreurs humaines et des défaillances ayant une cause commune, qui sont difficiles à modéliser et dont le traitement nécessite de l'expérience, une analyse systématique de chaque situation et un développement. L'une des approches actuellement à l'étude consiste à faire une analyse approfondie et systématique de l'expérience d'exploitation. Cette démarche devrait permettre de mieux comprendre le comportement des opérateurs dans diverses situations et d'ajuster les paramètres du modèle. Il existe des systèmes nationaux et internationaux de dépouillement des relevés d'exploitation, dont les objectifs diffèrent quelque peu: soit recueillir une grande quantité d'informations qui fera ensuite l'objet d'une évaluation statistique, soit recueillir et évaluer les rapports sur un certain nombre d'incidents, afin d'en tirer des enseignements. Le Système de notification des incidents de l'AIEA et de l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'Organisation de coopération et de développement économiques (AEN/OCDE) penche pour la seconde formule. Un mémoire traitait de cette question et soulignait les enseignements à tirer des dégradations non liées à des incidents graves. Un exemple (l'interruption de l'alimentation de l'instrumentation et de la commande de Bugey-5 en 1984) pose le problème de la prévision de certains événements; cet incident fournit en outre des indications sur la façon d'éviter ce genre d'incident à l'avenir. Des organismes internationaux, telle la Commission des communautés européennes, peuvent centraliser l'expérience d'exploitation en vue de la modélisation des analyses probabilistes, et réunir des scientifiques pour étudier ces problèmes en commun.

Autre problème d'évaluation de la sûreté (non limitée aux méthodes probabilistes): il est impossible de prouver mathématiquement de façon concluante qu'aucune des séquences d'événements pouvant entraîner un accident n'a été omise. La plupart des auteurs recommandent de combiner prudemment les méthodes probabilistes et les méthodes déterministes. La démarche déterministe — qui tend à avoir une conception «atomistique» de la centrale («la totalité est la somme des parties») — doit être tempérée par des méthodes probabilistes qui donnent une représentation plus synthétique («la totalité est plus que la somme des parties»).

Technologie de la sûreté

Parallèlement à ces études théoriques et fondamentales de la sûreté des centrales nucléaires, de nombreuses recherches sont faites sur des points spécifiques de conception d'exploitation.

S'il est généralement admis que l'industrie nucléo-énergétique est arrivée à maturité, il est également vrai que l'un des traits caractéristiques de la maturité est le problème du vieillissement des matériels. On s'intéresse beaucoup à ce thème depuis quelques années et son importance ne pourra que croître dans les années 90. (Voir l'article sur cette question dans le présent numéro.)

Le facteur humain retient davantage l'attention en raison des accidents de Three Mile Island et de Tchernobyl. L'analyse, la modélisation et l'expérience d'exploitation sont un des aspects de cette question. L'autre aspect concerne la commande et l'instrumentation, l'informatisation des auxiliaires de l'opérateur, l'amélioration des systèmes d'information, la formation du personnel et les modalités d'exploitation. Toutes ces questions, traitées globalement à la conférence internationale sur l'interface homme-machine dans l'industrie nucléaire, organisée à Tokyo par l'AIEA en février 1988, prennent de plus en plus d'importance.

Plusieurs points importants ont été discutés à l'occasion d'un débat sur le thème «la sûreté d'exploitation dans les années 90». De l'avis général, on n'assistera pas à une modification révolutionnaire de la notion de sûreté dans les centrales de l'avenir; il s'agira plutôt de mettre au point des dispositifs ou des éléments intrinsèques de sûreté et de les incorporer progressivement aux centrales dans une mesure jugée raisonnable. Le perfectionnement des auxiliaires de l'opérateur, l'amélioration de l'interface homme-machine, l'automatisation des commandes et la formation des opérateurs sont autant d'exemples de cette importante évolution.

Coopération internationale

Lors de la séance plénière consacrée à la coopération internationale, l'URSS a rappelé tout l'intérêt qu'elle portait à la coopération internationale, qui doit être complétée par des lois et accords internationaux dans le domaine de la sûreté nucléaire. Un des résultats les plus marquants de l'année écoulée a été rappelé: la conclusion dans les meilleurs délais de la *Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire* et de la *Convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique*. Des systèmes nationaux d'alerte (détection électronique en continu) fonctionnent ou sont prévus dans différents pays. Même sans détection électronique en continu, les mécanismes bilatéraux d'échange d'informations, tel celui qui fonctionne entre la Tchécoslovaquie et l'Autriche, sont des exemples à suivre. En ce qui concerne la sûreté d'exploitation, le système de notification rapide de l'Agence constitue un réseau international très important, qui doit permettre d'accroître la confiance et d'intensifier l'échange d'informations en toute loyauté.

Le cycle du combustible nucléaire

Le cycle du combustible nucléaire étant inséparable de la performance et de la sûreté, rien d'étonnant à ce que le tiers environ des exposés présentés à la conférence aient traité de questions relevant de ce thème. Cependant, comme l'a signalé M. P. Jelinek-Fink dans sa brève intervention, les exposés, tout en étant fort intéressants, n'ont rien apporté d'essentiellement neuf. C'est là une conséquence naturelle de la maturité industrielle du cycle du combustible nucléaire.

Phase de tête du cycle du combustible nucléaire

D'après les études réalisées conjointement par l'AIEA et l'AEN/OCDE, la situation actuellement favorable de l'industrie de l'uranium peut être qualifiée de «métastable». Bien que les ressources connues d'uranium bon marché suffisent à répondre à la demande jusqu'à l'an 2000, la capacité d'extraction et de traitement des minerais actuelle ou prévue dans le monde à économie de marché sera sans doute insuffisante pour alimenter la production à partir des années 90. Ce défaut de l'offre (à peu près égal à l'ensemble des stocks actuels d'uranium) augmentera fortement à partir de 1990 et, d'ici à l'an 2000, pourrait excéder 26 000 tonnes d'uranium par an, soit 44% de la demande annuelle. En considérant uniquement les approvisionnements de centres de production existants ou prévus, ce déficit cumulé pourrait dépasser les 130 000 tonnes en l'an 2000. Il faut donc prévoir la mise en service de nouveaux centres de production dès les premières années 90. L'investissement est évalué à quelque 1200 millions de dollars des Etats-Unis en 1995 et 1800 millions de dollars en l'an 2000. Un investissement de cette ampleur ne sera possible que si l'on peut en attendre une certaine rentabilité, laquelle implique nécessairement une augmentation du prix de l'uranium. Il se peut néanmoins que celle-ci soit partiellement compensée par la baisse du coût de l'enrichissement et un meilleur rendement du combustible dans les réacteurs.

Dans le monde, les services d'enrichissement par séparation isotopique sont essentiellement assurés par quatre fournisseurs: US DOE, Eurodif et Techsnabexport, qui utilisent le procédé par diffusion en phase gazeuse, et Urenco, qui utilise le procédé par centrifugation. Selon l'AIEA et l'AEN/OCDE, les besoins annuels des pays à économie de marché pourraient passer de 24 millions d'unités de travail de séparation en 1985 à environ 38 millions d'unités en 1995 et quelque 46 millions en l'an 2000. La capacité actuelle est plus que suffisante pour répondre à la demande jusqu'en 1995. Aucune difficulté n'est prévue dans les cinq années à venir, étant donné le projet d'Urenco d'augmenter sa capacité et la capacité supplémentaire prévue en Afrique du Sud, au Brésil, au Japon et dans quelques autres pays.

Ainsi, pour le moment et jusqu'à la fin du siècle, la sécurité de l'approvisionnement ne pose aucun problème. Aujourd'hui, la question est plutôt de savoir comment les fournisseurs vont pouvoir faire face à la forte concurrence due à l'excès de capacité. Si l'on

envisage la situation au-delà de l'an 2000, il faut se préparer à remplacer une partie des usines de diffusion. En effet, selon les spécialistes, ce procédé ne saurait être considéré comme technique fondamentale pour l'avenir. Cela signifie que chercheurs et ingénieurs doivent redoubler d'efforts pour mettre au point de nouvelles méthodes de séparation isotopique d'ici les années 90.

Les mémoires présentés par les principaux fournisseurs rendaient clairement compte des deux tendances de l'enrichissement dans le monde: (1) le souci de s'assurer une position stable, par divers moyens, sur le marché de l'enrichissement; et (2) l'étude des techniques de pointe permettant de produire plus économiquement l'uranium enrichi et de répondre à de nouvelles exigences et à de nouveaux besoins, tel le réenrichissement de l'uranium retraité.

En ce qui concerne les techniques de pointe d'enrichissement, les pays qui s'intéressent le plus au procédé AVLIS (atomic vapor laser isotope separation) de séparation isotopique par laser sont les Etats-Unis, la France, le Japon, les Pays-Bas, la République fédérale d'Allemagne et le Royaume-Uni. Il est difficile de prévoir à quel moment et dans quels pays cette méthode sera effectivement appliquée, mais les progrès de la recherche-développement donnent à penser que ces nouvelles techniques d'enrichissement vont influencer de manière positive sur la phase de tête du cycle du combustible nucléaire et pourraient modifier la position des principaux fournisseurs sur le marché mondial de l'enrichissement.

Conception, performance et utilisation du combustible

Malgré les bons résultats obtenus avec le combustible à l'oxyde d'uranium dans les réacteurs refroidis à l'eau, on cherche toujours à améliorer la conception, la performance, la fiabilité et l'utilisation du combustible afin de rendre l'énergie nucléaire plus compétitive.

Si l'on augmentait le facteur de charge d'une centrale de 1000 MWe, le faisant passer de 70 à 75%, on pourrait, en principe, économiser 5 millions de dollars des Etats-Unis par an, à condition que cette production supplémentaire se substitue à la production d'une centrale au mazout. Pour réaliser les mêmes économies à partir de n'importe quelle composante du prix du combustible nucléaire, il faudrait réduire le coût de l'uranium de 40%, ou celui de l'enrichissement de 35%, ou celui de la fabrication de 75%.

Selon les évaluations citées à la conférence, des systèmes améliorés de gestion du combustible (notamment prolongation de la combustion, méthodes de chargement réduisant les fuites, reconstitution des assemblages combustibles, etc.) permettraient de réduire la consommation d'uranium des réacteurs à eau légère d'environ 20% et les besoins d'enrichissement de 10 à 14%. L'utilisation d'uranium légèrement enrichi au lieu d'uranium naturel dans les réacteurs à eau lourde (Candu) permet de réduire le coût du cycle du combustible de 25 à 50%. On peut donc conclure, en ce qui concerne la technologie et l'utilisation du combustible, que l'on peut encore beaucoup améliorer la compétitivité économique de l'énergie d'origine nucléaire par rapport aux sources classiques d'énergie.

Lorsqu'on examine les possibilités d'améliorer la gestion du combustible, il ne faut pas oublier la modulation en fonction de la charge, la prolongation de la durée du cycle du combustible, et l'accroissement du rapport eau/combustible (en modifiant le réseau). Il semblerait qu'il y a intérêt à passer d'un cycle de chargement du combustible de deux ans à un cycle de trois ans. D'autres améliorations au niveau de la conception du combustible sont liées aux progrès techniques dans les domaines connexes.

Dans un certain nombre de pays européens, au Japon et en Argentine, on s'intéresse beaucoup au recyclage du plutonium dans les réacteurs thermiques. Bien que des recherches complémentaires s'imposent, on a fait remarquer que la technique aux oxydes mixtes (MOX) est suffisamment au point pour être utilisée à l'échelle industrielle. En Europe, la commercialisation est assurée par la Comcox Joint Venture, créée par Cogéma et Belgonucléaire, appuyée par Fragéma et les usines de Belgonucléaire (Dessel, 35 tonnes par an dès 1988), le CEA (Cadarache, 15 tonnes par an à partir de 1989) et Cogéma (usine Melox de Marcoule, 100 tonnes par an à partir de 1995). Divers programmes de recherche-développement visent à déterminer les possibilités réelles d'emploi du combustible MOX dans le cycle du combustible des réacteurs à eau légère.

Phase de queue du cycle du combustible nucléaire

La communauté nucléaire s'intéresse particulièrement à la phase de queue du cycle du combustible nucléaire, non seulement en raison de son impact sur les besoins en uranium (le retraitement et le recyclage peuvent réduire les besoins d'uranium naturel de près de 40%), mais encore parce que c'est ici que se posent de graves problèmes politiques, environnementaux, socio-économiques et techniques. Impossible de trouver des solutions simples qui conviendraient à tous les pays. On peut cependant affirmer aujourd'hui que le retraitement est une technique bien assise, alors que l'élimination du combustible irradié continue de poser un problème. L'Europe et le Japon ont déjà une solide expérience de la fabrication, du transport et de l'irradiation du combustible MOX, et aussi du réenrichissement et de l'utilisation de l'uranium dans les réacteurs thermiques. Autrement dit, le cycle fermé est une réalité objective, et les possibilités de retraitement et de recyclage des matières fissiles vont se multiplier dans les années à venir.

Les pays comme la Chine, la France, le Japon, la République fédérale d'Allemagne, le Royaume-Uni et l'URSS se sont engagés dans la voie du retraitement continu du combustible irradié, ou s'y préparent. Ils se sont en outre décidés à utiliser des combustibles MOX dans les réacteurs thermiques et, à terme, dans les réacteurs surgénérateurs. Les raisons économiques semblent avoir une grande place dans ce choix, notamment en raison des énormes investissements déjà réalisés (par exemple, 50 milliards de francs en France). Ces pays voient également, dans l'extraction des composants fortement radioactifs du combustible irradié en vrac, un avantage en ce qui concerne l'élimination des déchets.

D'autres pays, tels le Canada, l'Espagne, les Etats-Unis et la Suède, pratiquent plutôt le stockage à

long terme du combustible irradié, étape indispensable avant l'évacuation dans des formations géologiques profondes. Aux Etats-Unis, ce stockage relève des exploitants eux-mêmes en attendant que le Département de l'énergie dispose de sites de stockage provisoire surveillés. Ainsi, comme précédemment, il existe deux grandes options relatives à la phase de queue du cycle du combustible nucléaire, mais il y a une forte tendance au rapprochement de ces deux positions. Des pays, tels les Etats-Unis qui étaient autrefois des partisans inconditionnels du cycle ouvert, sont devenus plus souples et n'excluent plus l'éventualité du retraitement du combustible à l'avenir.

Des décisions de principe ont déjà été prises dans de nombreux pays en ce qui concerne l'élimination des déchets; les années 90 devraient être celles de la démonstration et de la mise en œuvre. Les données fournies par divers pays (Etats-Unis, France et République fédérale d'Allemagne) montrent qu'une longue expérience est acquise en matière de gestion des déchets radioactifs et que les techniques permettent désormais de mettre en œuvre des plans et programmes nationaux.

Les Etats-Unis ont un programme très au point, régi par une loi de 1982 (amendée) sur la gestion des déchets, qui fixe des objectifs précis en ce qui concerne l'élimination du combustible irradié et les déchets fortement radioactifs. On prévoit que d'ici à l'an 2000 quelque 40 000 tonnes d'uranium contenues dans le combustible irradié provenant de plus de 100 centrales nucléaires se seront accumulées aux Etats-Unis. En vertu de cette loi, la définition et le choix du site, ainsi que la conception et la mise en chantier du premier dépôt de déchets, devront se faire pendant les années 90. Dans les pays qui ont opté pour le retraitement, des objectifs importants ont également été fixés. La France prévoit d'ouvrir deux usines de vitrification des déchets fortement radioactifs à La Haye. Chaque installation sera en mesure de produire 90 kg/heure de mélange déchets/verre au borosilicate, ce qui suffira pour solidifier les déchets fortement radioactifs des usines de retraitement du complexe de La Haye. En République fédérale d'Allemagne, le retraitement du combustible irradié à l'échelle industrielle devrait commencer dans les années 90. Les déchets fortement radioactifs provenant de ces opérations seront vitrifiés selon une technique dont la démonstration a été faite à l'usine de vitrification Pamela, à Mol (Belgique).

Fixer des critères, mettre au point une méthodologie de la sûreté, étudier le site sont autant d'activités essentielles à la définition, au choix et à l'aménagement de sites géologiques pour l'élimination définitive des déchets radioactifs. Des travaux importants ont été réalisés dans ces domaines au cours des 10 dernières années et continueront dans les années 90. Cependant, les pays qui envisagent cette option pour éliminer leurs déchets fortement radioactifs ont pris conscience qu'en plus des aspects techniques de la question il fallait tenir compte de l'attitude du public et des considérations intervenant dans les décisions. Le véritable défi des années 90 sera donc de concilier la technologie et les activités techniques avec les structures institutionnelles et les préoccupations du public.

En ce qui concerne le traitement et l'élimination de déchets d'activité faible ou intermédiaire, M. Jelinek-Fink a signalé à juste titre que ces opérations semblent désormais si bien incorporées à la routine que de nombreux pays n'en ont même pas rendu compte à la conférence. Les travaux de recherche-développement continuent, mais simplement en vue d'améliorer les techniques et de les rendre plus économiques, a-t-il précisé. Cela dit, la stratégie d'élimination de ces déchets, les critères du choix des sites et l'homologation des sites retenus ne sont pas vraiment au point dans la plupart des pays.

En URSS, les déchets traités sont stockés sur place, en attendant l'aménagement de sites de stockages nationaux ou régionaux. Les barrières géologiques sont jugées les plus efficaces pour protéger contre le dégagement de radioactivité. En Tchécoslovaquie, l'élimination définitive se fera dans des fûts de 200 litres stockés à faible profondeur dans des sites régionaux. Des études géologiques sont en cours pour confirmer les possibilités d'élimination souterraine. Aux Etats-Unis, trois sites d'enfouissement fonctionnent à l'heure actuelle. En vertu de la loi sur les déchets faiblement radioactifs de 1980, amendée en 1985, les différents Etats sont responsables de l'élimination des déchets produits sur leur territoire. On peut se demander si l'horizon 1990 pourra être respecté en ce qui concerne l'autorisation de nouveaux dépôts. En République fédérale d'Allemagne, les déchets faiblement radioactifs ont été stockés dans les mines de sel d'Asse jusqu'en 1978. Depuis, environ 25 000 fûts de déchets conditionnés ont été produits et stockés sur place. On prévoit 5000 fûts supplémentaires par an. Le site de stockage définitif de Konrad (une ancienne mine de fer) devrait fonctionner à partir de 1992, si la procédure d'autorisation suit normalement son cours. La Communauté européenne, elle, s'efforce surtout de promouvoir les travaux de recherche-développement sur le traitement des déchets et l'assurance de la qualité, la radioprotection, et la protection de l'environnement. A l'avenir, elle entend promouvoir l'étude et la création d'un «marché international» pour le traitement et le stockage des déchets radioactifs afin de mettre en œuvre des spécifications comparables et fiables pour le traitement, le transport et l'élimination des déchets, et permettre une exploitation plus économique des dépôts définitifs.

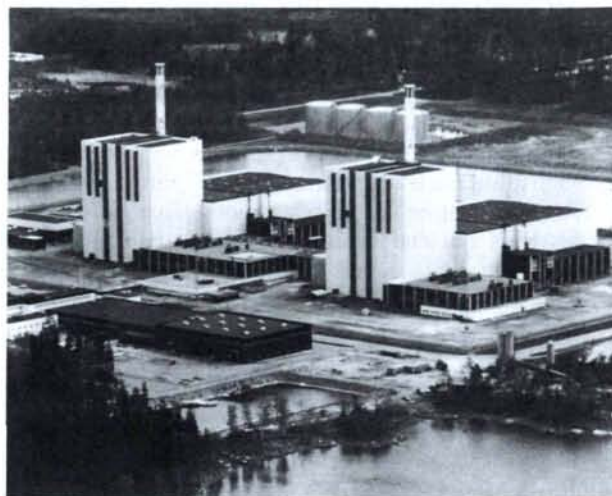
Décontamination et déclassé

A l'heure actuelle, on ne peut vraiment préciser la place qu'occupe le déclassé des installations nucléaires dans le complexe de l'énergie d'origine nucléaire et de son cycle du combustible. Cela dit, il s'agit de toute évidence d'un aspect très important de l'industrie nucléaire. La mise hors service des installations nucléaires, qui se fait en trois temps, produit des déchets et du matériel devenu inutilisable. On a estimé que, dans les 25 années à venir, 3 millions de mètres cubes de déchets radioactifs proviendront du déclassé de centrales nucléaires rien que dans les pays de l'OCDE, où l'équivalent d'environ 200 réacteurs de 1000 MWe chacun seront mis hors service pendant la période 1996-2010 (en moyenne, 14 réacteurs par an). Les installations du cycle du combustible nucléaire

autres que les réacteurs compteront pour moins de 4% dans le total des déchets provenant des opérations de déclassement.

Comme on l'a rappelé à la conférence, ces opérations doivent être soigneusement planifiées, évaluées quant à leur coût, et financées. Pour un réacteur à eau pressurisée de 1100 MWe, elles sont chiffrées à 220 millions de dollars des Etats-Unis; pour un réacteur à eau bouillante, à 264 millions. Les problèmes financiers ne doivent pas pour autant faire oublier les risques pour la santé. Il faut appliquer des critères équilibrés, lesquels sont à l'étude dans plusieurs pays. Selon la conception japonaise, les installations devraient être mises sous cocon pendant 5 à 10 ans, puis démantelées. L'Institut japonais de recherche sur l'énergie atomique fait porter tous ses efforts sur la mise au point d'une technique de démantèlement adaptée aux grands réacteurs. L'étude d'un système informatisé d'acquisition de données est tout particulièrement importante aux fins de la planification du déclassement des installations nucléaires. Le programme de recherche-développement de la Communauté européenne porte essentiellement sur de grandes opérations de déclassement dans l'industrie. Au Royaume-Uni, les travaux sur le réacteur Windscale progressent, et l'on étudie une machine et des manipulateurs télécommandés spéciaux pour le démantèlement de la centrale. L'URSS a présenté deux mémoires sur la mise sous massif de protection de Tchernobyl-4, faisant état de plusieurs innovations techniques en matière d'équipement et de méthodes de décontamination, qui conviennent tout particulièrement à des opérations de longue durée dans des champs de rayonnement intense. L'expérience irremplaçable acquise à Tchernobyl devrait permettre la mise au point de mesures techniques et de principes de planification en vue des interventions d'urgence.

En conclusion, la décontamination et le déclassement des installations s'effectuent normalement, en toute sûreté et dans des conditions économiques, mais ce domaine de la technologie nucléaire n'a pas encore atteint sa maturité industrielle; aussi les années 90 et au-delà promettent-elles de grands progrès sur le plan des nouvelles techniques, de l'économie et des directives générales.



Deux des trois tranches de la centrale de Forsmark en Suède. (Photo: Naturfotograferna)

Missions des Equipes d'examen de la sûreté d'exploitation (décembre 1987)

Pays	Nombre total de réacteurs	Missions	Type de réacteur	Année
Allemagne (Rép. fédérale d')	21	3	BWR, PWR	1986, 1987
Brésil	1	1	PWR	1985
Canada	18	1	PTR	1987
Corée (Rép. de)	7	2	PWR	1983, 1986
Espagne	8	1	PWR	1987
Etats-Unis	103	1	PWR	1987
Finlande	4	1	BWR	1986
France	50	1	PWR	1985
Italie	3	1	BWR	1987
Mexique	—	3	BWR	1986, 1987
Pakistan	1	1	PTR	1985
Pays-Bas	2	3	BWR, PWR	1986, 1987
Philippines	—	2	PWR	1984, 1985
Suède	12	1	BWR	1986
Yougoslavie	1	1	PWR	1984

BWR: réacteur à eau bouillante
PWR: réacteur à eau sous pression
PTR: réacteur à tubes de force

Experts ou observateurs scientifiques invités à participer aux missions d'examen de la sûreté d'exploitation (décembre 1987)

Allemagne (Rép. fédérale d')	17	Italie	5
Argentine	3	Japon	4
Belgique	6	Mexique	3 O
Brésil	4 + 5 O	Pakistan	5 O
Bulgarie	2 O	Pays-Bas	2
Canada	9	Philippines	2 O
Chine	2 O	Portugal	1 O
Corée (Rép. de)	2 + 9 O	République démocratique allemande	3
Cuba	3 O	Roumanie	2 O
Espagne	6	Royaume-Uni	5
Etats-Unis	19	Suède	12
Finlande	6	Suisse	4
France	20	Tchécoslovaquie	2 O
Hongrie	4 O	URSS	2 + 2 O
Inde	1	Yougoslavie	5 + 3 O

O: observateurs

