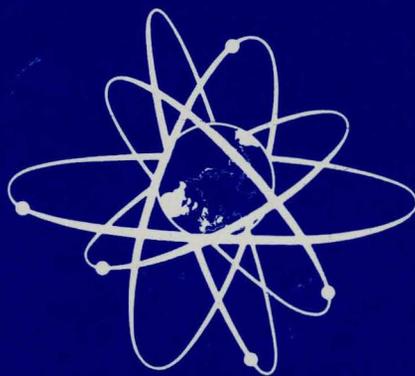
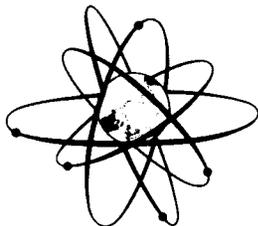

AESN

BULLETIN

VOL. 3 N° 2 AUTOMNE 1985



AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE / 38 BD SUCHET / 75016 PARIS / FRANCE



AEN

BULLETIN

Note aux lecteurs : Depuis la création du **Bulletin de l'AEN** en décembre 1983, quatre numéros de série et un numéro spécial ont été publiés. Étant donné les réactions encourageantes qu'elle suscite, la publication du **Bulletin** va se poursuivre régulièrement sur une base semestrielle. Dans le but d'améliorer la présentation du **Bulletin** afin de le rendre plus attrayant pour les lecteurs, un nouveau format est adopté à partir du présent numéro. Désormais, le **Bulletin** sera répertorié par volume et par numéro.

Comité de rédaction : Jacques de la Ferté, Zabel Chéghikian, Neile Miller
Le **Bulletin** de l'AEN est publié deux fois par an, en anglais et en français par l'Agence pour l'énergie nucléaire. Les opinions exprimées dans le **Bulletin**, n'engagent que les auteurs des articles et ne reflètent pas nécessairement les points de vue du Secrétariat de l'AEN ou ceux des pays Membres. Les éléments d'information figurant dans ce **Bulletin** peuvent être librement utilisés, à condition d'en citer la source. La correspondance doit être adressée comme suit :

Secrétariat de rédaction,
Bulletin de l'AEN
Agence de l'OCDE
pour l'énergie nucléaire
38, Boulevard Suchet
75016 Paris, France
Télex 630.668 AEN/NEA

L'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) a été créée en 1972 en remplacement de l'Agence européenne pour l'énergie nucléaire. L'AEN comprend les 19 pays Membres européens de l'OCDE ainsi que l'Australie, le Canada, les États-Unis et le Japon. La Commission des communautés européennes (CCE) et l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) participent aux travaux de l'Agence.

L'objet de l'Agence est de promouvoir le développement des utilisations pacifiques de l'énergie nucléaire grâce à des études et projets de caractère économique, technique et scientifique, et de contribuer à l'optimisation des politiques et pratiques de sécurité et de réglementation.

Vol. 3, No. 2

Automne 1985

Sommaire

Maintien de la suspension des opérations d'évacuation de déchets radioactifs en mer	
J.-P. Olivier	5
Termes source : évaluation des informations nouvelles	
D. F. Torgerson	9
Stratégies de déclassement des réacteurs de puissance de grande dimension	
K. Bragg	13

Actualité AEN

Réacteurs de puissance de petite taille : perspectives de débouchés dans les pays de l'OCDE	
H. E. Thexton	16
Où en est le Projet LOFT de l'OCDE ?	
R. R. Landry	18
Le Symposium de Stripa : données nouvelles et orientations futures	
S. G. Carlyle	20
Bases de données géochimiques à l'AEN	
A. B. Muller	22

Nouvelles publications de l'AEN 24



Maintien de la suspension des opérations d'évacuation de déchets radioactifs en mer

J.-P. Olivier

Comme les autres activités industrielles, la production d'énergie électronucléaire engendre des déchets qui exigent de bonnes conditions de manutention, de conditionnement, de stockage et d'évacuation. La gestion des déchets radioactifs continue à susciter une grande attention de la part du public, et les autorités nationales sont souvent confrontées au problème consistant à concilier les points de vues scientifiques et politiques.

Une illustration de cette situation est fournie par l'évacuation des déchets de faible activité. Deux options fondamentales existent à cet égard, qui ont été jusqu'à présent en usage : la première consiste à placer les déchets dans des installations enfouies à faible profondeur dans le sol ou dans des structures souterraines plus profondes ; l'autre vise l'évacuation des déchets conditionnés dans des conteneurs appropriés dans un site agréé dans les profondeurs de l'océan.

Les opérations d'évacuation en mer sont soumises à une réglementation stricte établie par la Convention sur la prévention de la pollution des mers résultant de l'immersion de déchets et autres matières (la Convention de Londres) ainsi qu'aux prescriptions techniques et aux mécanismes établis par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN).

La décision de la Convention de Londres

A la neuvième réunion consultative des Parties Contractantes de la Convention de Londres, tenue récemment à Londres, une résolution a été adoptée à la majorité des votes demandant la suspension de toutes les opérations d'évacuation en mer de déchets radioactifs sous emballage, en attendant la réalisation des études spécifiées dans cette résolution. Une résolution analogue avait déjà été adoptée à la septième réunion consultative, en janvier 1983, assortie d'une demande visant à obtenir des avis scientifiques

complémentaires concernant l'acceptabilité de l'évacuation des déchets radioactifs en mer. Cette évaluation scientifique a été effectuée par un groupe d'experts indépendants désignés par l'AIEA et le Conseil international des unions scientifiques (CIUS). Un groupe élargi comprenant des experts désignés par les Parties Contractantes s'est réuni en juin 1985 pour examiner cette évaluation. Les conclusions de ces délibérations ont été présentées à la neuvième réunion consultative pour servir de base aux délibérations de la Convention sur le point de savoir si l'on peut continuer d'avoir recours à l'évacuation en mer de déchets radioactifs sous emballage – telle qu'elle a été pratiquée par certains pays jusqu'en 1982 – comme une solution d'évacuation sûre.

L'évaluation du groupe d'experts

Le problème auquel les experts se sont trouvés confrontés résidait dans le fait que de telles évaluations doivent reposer exclusivement sur la méthode de la modélisation scientifique car :

- Les doses d'irradiation résultant de l'évacuation des déchets radioactifs en mer sont trop faibles pour pouvoir les déterminer par des mesures directes ;
- Des doses d'irradiation sont délivrées dans l'avenir, après que les opérations d'immersion aient eu lieu.

La méthode de la modélisation nécessite une compréhension des nombreux processus physiques, chimiques et biologiques qui contribuent à la dispersion des matières radioactives dans le milieu marin et de leurs effets potentiels sur l'homme et les organismes marins. Il est également nécessaire de connaître les données qui permettront de déterminer les paramètres des modèles, telles que les données océanographiques et les facteurs de concentration des matières radioactives le long des chaînes alimentaires marines.

Le groupe d'experts avait à sa disposition une grande quantité d'informations scientifiques et techniques se rapportant aussi bien à la radioprotection qu'à la radioécologie marine, domaines auxquels des programmes de recherche ont été consacrés depuis le début des

J.-P. Olivier est le Chef de la Division de la protection radiologique et de la gestion des déchets radioactifs de l'AEN.

activité nucléaires. Cette documentation comprenait aussi la récente étude de l'AEN concernant la validité du site d'immersion de déchets radioactifs dans la région nord-est de l'Atlantique, utilisé au cours des dix dernières années par plusieurs pays d'Europe. Cette étude, consacrée au seul site d'évacuation existant, constitue l'évaluation radiologique la plus poussée et la plus à jour jamais effectuée dans ce domaine. Elle se fonde largement sur les résultats du programme coordonné de recherches et de surveillance du milieu (programme CRESPE) de l'AEN mené depuis 1981 par dix pays, avec la coopération de l'AIEA.

Sur la base des informations disponibles, le groupe d'experts a estimé qu'il pouvait établir une évaluation suffisamment fiable – en ce qui concerne l'exposition de l'homme et des organismes marins et l'interprétation de ces données en termes de radioprotection – pour pouvoir aboutir à la conclusion suivante : « Le groupe n'a pas trouvé de raison, d'ordre scientifique ou technique, de traiter l'option d'immersion en mer autrement que d'autres options, dès lors que les principes de radioprotection acceptés au niveau international sont appliqués à l'évacuation des déchets radioactifs ».

Ces principes de radioprotection, qui font l'objet des recommandations de la Commission internationale de protection contre les radiations (CIPR), exigent le respect des limites de dose individuelle ainsi que le recours à une méthode d'optimisation (c'est-à-dire une comparaison des options d'évacuation disponibles par rapport au choix final d'une solution qui permette de maintenir

toutes les doses à des niveaux aussi bas qu'il est raisonnablement possible de parvenir, compte tenu des facteurs sociaux et économiques). L'application de ces principes dans la pratique suppose que l'on procède à toute une série d'évaluations et de décisions :

- En premier lieu, il est impératif de distinguer, pour les différentes options d'évacuation, celles qui sont manifestement inacceptables au point de vue des doses individuelles ou des risques, de celles qui *pourraient* être acceptables ; c'est en substance le mandat qui avait été donné au groupe d'experts.
- En second lieu, les considérations ayant trait à la dose collective et la comparaison des diverses solutions possibles sont des facteurs qu'il faut introduire dans le processus d'optimisation de la radioprotection.
- En troisième lieu, il est nécessaire de prendre en compte les facteurs non radiologiques dans un contexte plus large – étape qui se situe en dehors du mandat donné au groupe.

Du point de vue des experts, l'évacuation des déchets radioactifs en mer ne peut être écartée sur la seule base de considérations génériques de radioprotection. Les estimations de doses individuelles délivrées à l'homme et à la flore et à la faune marine sont suffisamment faibles pour que l'évacuation en mer soit une pratique acceptable dans son principe. Cette conclusion, à laquelle on avait déjà abouti il y a dix ans, a servi de base à

Les règles de la Convention de Londres

La Convention de Londres de 1972 établit une réglementation stricte de l'immersion de tout type de polluants, aussi bien chimiques que radioactifs. Elle interdit l'immersion de toute une série de matières, dont les déchets fortement radioactifs. Elle subordonne l'immersion des autres matières à la délivrance préalable de permis spéciaux ou généraux par les autorités nationales compétentes qui doivent, à cet égard, respecter les critères et les conditions stipulés par la Convention. Pour les déchets radioactifs dont l'immersion n'est pas interdite, un permis spécial est exigé. Pour la délivrance de ce permis, les autorités doivent tenir compte des recommandations de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) à qui la Convention confie la responsabilité de définir les déchets de haute activité considérés comme impropres au rejet en mer et d'établir des recommandations concernant les conditions dans lesquelles l'immersion des autres déchets radioactifs peut être envisagée. Cette définition et ces recommandations, établies en 1974, sont révisées périodiquement (la dernière version a été adoptée par le Conseil des gouverneurs de l'AIEA en septembre 1985). Les recommandations prévoient des études détaillées de l'écologie et de l'environnement avant l'immersion, des prescriptions pour le choix des lieux d'immersion, pour le conditionnement et l'emballage des déchets et pour les navires, ainsi que le contrôle des opérations par des responsables à bord nationaux.

Le mécanisme de Consultation et de surveillance de l'OCDE pour l'immersion de déchets radioactifs en mer a été établi en 1977 pour répondre aux objectifs de la Convention de Londres. Ce mécanisme prévoit :

- i) l'établissement de normes, directives et recommandations concernant les aspects scientifiques, techniques, d'environnement et opérationnels des opérations d'évacuation en mer ;
- ii) un système de consultation préalable entre pays participants sur l'ensemble des conditions proposées pour des opérations par les autorités nationales, pour s'assurer de leur conformité par rapport aux règles établies ;
- iii) une surveillance internationale des opérations d'immersion par des représentants de l'AEN exerçant leur mission en coopération avec les responsables à bord nationaux ;
- iv) un examen international des conditions d'exécution des opérations d'immersion et, le cas échéant, des recommandations visant des améliorations à apporter à tel ou tel aspect des opérations.

l'élaboration des dispositions générales de la Convention de Londres, qui ont été complétées par les prescriptions techniques de l'AIEA. Les experts n'ont toutefois pas été en mesure d'établir une comparaison valable avec d'autres solutions d'évacuation à terre car il aurait fallu évaluer des cas réels, dans un contexte précis — ce que seules peuvent normalement effectuer les autorités nationales, qui détiennent les informations nécessaires. Les experts ont reconnu qu'il était nécessaire d'effectuer de telles comparaisons en procédant à une optimisation des solutions en présence avant de délivrer des autorisations d'immersion, conformément aux recommandations de l'AIEA.

Délibérations de la Convention de Londres

Le Groupe d'experts élargi est tombé en grande partie d'accord avec les conclusions du premier groupe. Il a été confirmé que l'on pouvait espérer obtenir des améliorations dans l'avenir mais d'après l'analyse de sensibilité des modèles aux variations des paramètres d'environnement, les résultats les plus significatifs paraissent être relativement insensibles à de telles variations. En ce qui concerne les effets sur la faune et la flore, il a été confirmé à nouveau qu'il n'y a aucun risque de dommage important. Les doses individuelles reçues par l'homme et les risques qui y sont associés sont véritablement très faibles, quelles que soient les normes de comparaison choisies.

La nécessité d'effectuer des comparaisons avec des solutions d'évacuation à terre et la question connexe de l'interprétation des évaluations de dose collective ont été discutées à nouveau. Ainsi qu'il a déjà été indiqué, pour être réalistes ces comparaisons doivent être établies à partir de sites réels, qu'il s'agisse de l'évacuation en mer ou de solutions d'évacuation à terre, et par conséquent, il est préférable de les entreprendre au niveau national. Cependant, même si l'on effectue une étude complète de l'environnement au niveau national dans le cadre d'une proposition tendant à effectuer une opération d'évacuation en mer, les conclusions d'une telle étude seront nécessairement examinées à l'échelle internationale.

Pour une majorité de pays présents à la neuvième réunion consultative, les éléments scientifiques n'ont représenté qu'une partie des considérations qui doivent entrer en ligne de compte pour juger si l'évacuation de déchets radioactifs en mer est globalement acceptable. L'importance des facteurs d'ordre social et moral a été soulignée, de même que la question du « poids de l'évidence » qui exige que l'on démontre la « sécurité absolue » de ces opérations. Les avis ont été partagés à cet égard entre les pays opposés par principe au rejet en mer ou pour d'autres raisons, ceux qui étaient favorables au maintien du système actuel de la Convention qui prévoit la délivrance de permis spéciaux autorisant les opérations d'immersion dans des conditions déterminées, et ceux qui préféreraient ne pas prendre position, notamment en raison de la difficulté de concilier des opinions politiques avec les conclusions d'une évaluation scientifique.

Malgré les efforts entrepris pour parvenir à un accord et éviter une scission entre les Parties Contractantes risquant de porter atteinte au crédit de la Convention de Londres, un vote fut demandé par une large majorité de pays. Ainsi qu'il a été dit précédemment, la résolution adoptée à l'issue de ce vote demande que l'on prolonge la suspension des opérations d'immersion de déchets radioactifs en attendant les résultats d'un certain nombre d'études et d'évaluations. Cependant, il a été relevé que le champ de certaines de ces études complémentaires devrait être mieux défini — question qui pourra peut-être être examinée lors de la 10^e réunion consultative de la Convention, en octobre 1986. Au nombre des questions dont l'étude est proposée, on peut citer les aspects politiques, juridiques, économiques et sociaux de l'évacuation des déchets radioactifs en mer, la comparaison avec des solutions d'évacuation à terre, « le poids de l'évidence » et des travaux scientifiques complémentaires effectués par l'AIEA.

Effets de la résolution

La résolution, adoptée à la majorité simple*, n'est pas contraignante du point de vue juridique car la Convention elle-même et ses annexes ne sont pas modifiées : il aurait fallu pour cela une majorité aux deux tiers. Néanmoins, en raison de l'importance politique de cette résolution, il sera difficile à un quelconque pays d'entreprendre une opération d'immersion dans un avenir proche. Des doutes ayant été exprimés à la réunion consultative quant à la possibilité d'effectuer certaines des études énumérées dans la résolution, il est probable que la suspension sine die des opérations sera maintenue durant une période de temps relativement longue.

D'autre part, les pays qui ont effectué des opérations d'immersion dans un passé récent ou qui pourraient vouloir faire de telles opérations à un moment donné dans l'avenir ont tous déclaré qu'il n'avaient pas de projets précis à l'heure actuelle. La plupart d'entre eux cherchent des solutions de rechange à terre. Quelques pays sont en train d'effectuer une vaste comparaison de toutes les solutions possibles et l'on prévoit que les résultats des études en cours seront bientôt disponibles. On ne peut exclure que l'évacuation en mer, dans des circonstances données, apparaisse comme la solution de choix.

D'une manière plus générale, on peut faire deux remarques au sujet de la portée de la résolution de la Convention. En premier lieu,

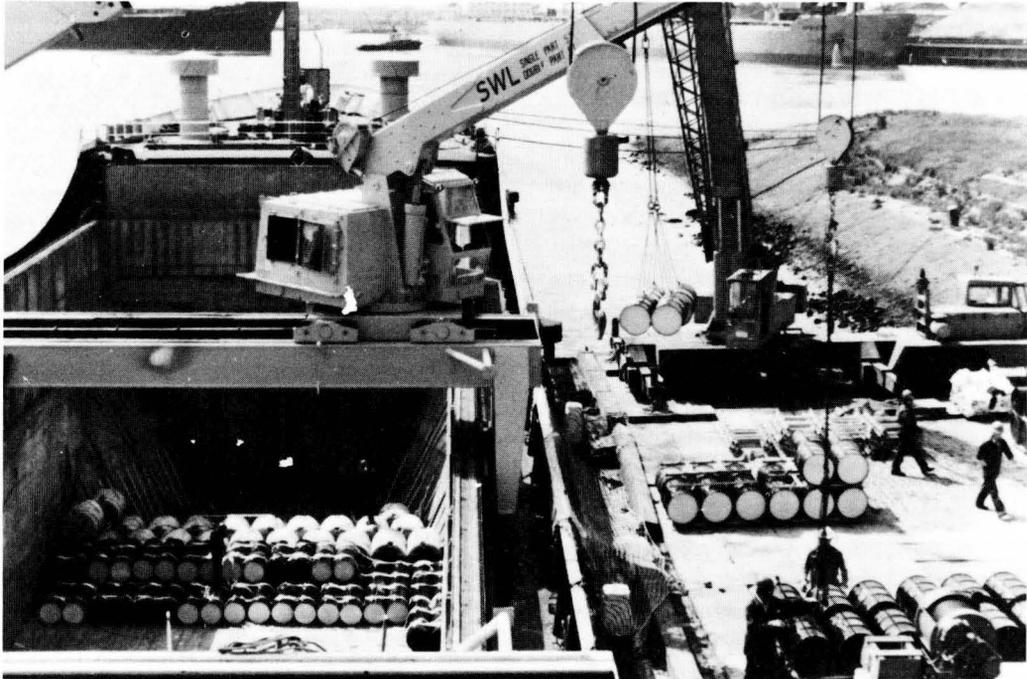
* *En faveur* : République fédérale d'Allemagne, Australie, Brésil, Chili, Cuba, Danemark, République Dominicaine, Espagne, Finlande, Haïti, Honduras, Islande, Irlande, Kiribati, Mexique, Nauru, Nouvelle-Zélande, Norvège, Oman, Panama, Papouasie Nouvelle-Guinée, Pays-Bas, Philippines, Sainte Lucie, Suède.

Contre : Afrique du Sud, Canada, États-Unis, France, Royaume-Uni, Suisse.

Abstentions : Argentine, Belgique, Grèce, Italie, Japon, Portugal, URSS.

les éléments scientifiques du débat ont été ignorés dans une large mesure. Outre le risque de porter atteinte au crédit de la Convention elle-même, cette résolution pourrait avoir des répercussions sur les programmes de recherche et les travaux des scientifiques dans un domaine où les évaluations relatives à la sécurité et à l'environnement sont probablement les plus avancées et pourraient servir de modèle pour contrôler les autres sources de pollution. En deuxième lieu, du point de vue plus général de la gestion des déchets

radioactifs, la résolution de la Convention laisse à penser que les contraintes politiques actuelles peuvent empêcher *a priori* le recours à des solutions internationales d'évacuation, quelle que soit leur sécurité. Ceci signifie qu'il faudra compter sur des solutions temporaires ou des solutions de rechange au niveau national qui pourraient, dans une approche d'optimisation, se révéler moins satisfaisantes du point de vue de la protection radiologique et de l'utilisation des ressources ■



Termes source :

Évaluation des informations nouvelles

D.F. Torgerson

L'un des domaines de la sûreté nucléaire où les recherches les plus intensives ont été menées au cours des dix dernières années a concerné les « termes source ». En général, les « termes source » caractérisent la libération potentielle de radioactivité suite à un sévère accident de réacteur. Un sévère accident de réacteur est un accident au cours duquel le cœur du réacteur est suffisamment endommagé (à la suite d'une perte de réfrigérant) pour qu'il en résulte une libération des produits de fission à partir de la matrice du combustible. Ce phénomène comprend les libérations associées à la fusion du combustible et à la traversée de la cuve sous pression (la cuve qui contient le cœur) par le cœur en fusion. Il est important de remarquer que les termes source peuvent être définis de façon différente en fonction de l'utilisation finale de l'information. Par exemple, pour un analyste évaluant le comportement de l'enceinte de confinement du réacteur, le terme source décrit la matière radioactive libérée à partir du cœur du réacteur dans l'enceinte de confinement. Pour un spécialiste de la ventilation, le terme source décrit les contraintes auxquelles est soumis un circuit de filtration. Cependant, du point de vue de la sûreté nucléaire, la définition la plus largement utilisée du terme source est la quantité, le moment et les caractéristiques de la libération de radioactivité dans l'environnement à la suite d'un accident sévère envisagé comme possible.

Les termes source sont utilisés par les autorités réglementaires dans les plans d'urgence, l'évaluation des risques, l'établissement de priorités de recherche, l'évaluation de modifications rétroactives et la résolution de problèmes de sécurité. Naturellement, une modification concernant les termes source peut avoir des répercussions importantes sur les dispositions de caractère réglementaire et du point de vue des compagnies d'électricité exploitant des centrales nucléaires. Des progrès considérables ont été effectués au cours des dernières années en ce qui concerne la connaissance des termes source. Cet article résume la situation actuelle et indique

comment le Comité sur la sûreté des installations nucléaires de l'AEN évalue les informations nouvelles dont on dispose dans ce domaine.

Barrières s'opposant au rejet de radioactivité

Bien que les accidents sévères aient une faible probabilité de se produire, les conséquences calculées de tels accidents pourraient être importantes si les valeurs du terme source associées à des accidents sévères sont élevées. Pour cette raison, il est utile d'examiner de façon critique les principales barrières qui s'opposent au rejet de la radioactivité, en supposant que les différents systèmes de sûreté sont défectueux. La première barrière est le combustible, qui est constitué par une matrice dense d'oxyde d'uranium (UO_2) dans laquelle la plupart des produits de fission sont fixés. La matrice d' UO_2 est entourée d'une gaine en métal, soit du zircaloy, soit de l'acier inoxydable. Si le combustible devient suffisamment actif, la gaine se détériore et des quantités relativement modestes de produits de fission sont rejetées dans le circuit primaire de refroidissement (il s'agit des produits de fission qui se trouvent dans l'intervalle compris entre la gaine et la matrice de combustible). Si la température continuait à s'élever, par exemple jusqu'aux températures de fusion, une plus grande quantité de produits de fission serait rejetée à partir de la matrice de combustible.

La barrière suivante est le circuit primaire qui contient le cœur et l'eau de refroidissement. Les produits de fission peuvent être appauvris dans le circuit primaire de refroidissement par un certain nombre de mécanismes, qui dépendent de la séquence particulière d'accidents. Dans les accidents très sévères, le cœur peut fondre et traverser la cuve primaire en atteignant l'enceinte de confinement ; une radioactivité supplémentaire serait rejetée à partir du combustible suite à l'interaction entre le cœur en fusion et la dalle de béton.

Le bâtiment de confinement entoure le réacteur et il est conçu pour résister à des températures et des pressions élevées. A l'intérieur du bâtiment, des processus naturels se produisent qui

D.F. Torgerson est Directeur des sciences appliquées au Centre de recherches nucléaires de l'Énergie atomique du Canada, limitée, à Whiteshell.

diminuent la radioactivité en provenance de la phase gazeuse. De plus, il y a d'autres processus d'élimination résultant du fonctionnement de dispositifs tels que des rampes d'aspersion d'eau et des refroidisseurs à soufflante. Comme nous le verrons plus loin, un élément essentiel contribuant à l'obtention de valeurs améliorées du terme source est le progrès qui a été réalisé dans la compréhension du comportement du bâtiment-réacteur durant des accidents sévères.

L'étude sur la sûreté des réacteurs de 1975

L'évolution moderne du terme source commence avec l'étude sur la sûreté des réacteurs WASH-1400, effectuée pour le compte de la Commission de l'énergie atomique des États-Unis (USAEC) et publiée en 1975. Cette étude a classé les valeurs du terme source en « catégories d'émission » qui ont été associées à différents niveaux d'endommagement des centrales nucléaires. A l'époque où fut écrit le rapport WASH-1400, on a reconnu qu'on avait une connaissance modeste de quelques-uns des phénomènes importants associés à la technologie du terme source. Dans certains cas, il a fallu négliger des phénomènes importants (tels que l'efficacité de certains systèmes de sûreté), et dans d'autres cas, on a dû utiliser des modèles simplifiés qui comportent des hypothèses conservatives (pessimistes) concernant le comportement de la matière radioactive. En particulier, des phénomènes tels que la rétention des produits de fission dans le circuit primaire de refroidissement, la condensation de la vapeur dans l'enceinte de confinement, le comportement des aérosols dans l'enceinte de confinement, les voies de libération des produits de fission et certains aspects importants de la chimie des produits de fission volatils ont été largement négligés. Il en est résulté qu'une grande partie des termes source prévus dans le rapport WASH-1400 étaient très pessimistes quant à la quantité et au moment du rejet de radioactivité à partir des centrales nucléaires. Cependant, le rapport WASH-1400 offrait la seule description globale des accidents de réacteurs utilisable par les autorités chargées de la réglementation, et les informations qui y sont contenues sont encore utilisées aujourd'hui dans plusieurs domaines de la réglementation.

Informations nouvelles

Depuis le rapport WASH-1400, des travaux de recherche considérables ont été entrepris, qui ont conduit à une meilleure compréhension des phénomènes relatifs au terme source qu'on avait dû négliger à l'origine. C'est pourquoi un certain nombre d'études nouvelles ont récemment été effectuées pour évaluer à nouveau la technologie du terme source. Des exemples de ces études sont constitués par des rapports établis par la Société américaine pour l'énergie nucléaire (ANS), la Société américaine de physique (APS), le Programme de l'industrie pour l'élaboration de règles applicables au cœur dégradé (IDCOR), et les travaux effectués par ou pour la Commission de la réglementation nucléaire des

États-Unis (USNRC). Différentes autres études ont été effectuées par des organisations telles que la Stone and Webster Engineering Corporation, l'Institut de recherche sur l'énergie électrique (EPRI) et la « New York Power Authority ». De même, des rapports plus spécialisés ont été préparés qui s'appuient sur des travaux effectués dans plusieurs pays Membres de l'AEN, dont la République fédérale d'Allemagne, le Canada, les États-Unis, la France, l'Italie, le Japon, le Royaume-Uni et la Suède. Finalement, on dispose d'une vaste réserve commune d'informations techniques pertinentes grâce aux programmes de recherche menés dans différents pays.

A la réunion de novembre 1984 du Comité sur la sûreté des installations nucléaires de l'AEN, il a été décidé de constituer un groupe spécial sur les termes source pour examiner de façon critique les études effectuées aussi bien que les travaux en cours. La plupart de ces études étant disponibles début 1985, le groupe spécial a commencé son travail en février et en a terminé l'examen critique en octobre 1985. Le groupe spécial rassemble au niveau international des chercheurs et des ingénieurs qui sont des experts dans différents domaines techniques présentant de l'importance pour l'évaluation des termes source. Quelques exemples parmi les conclusions auxquelles est arrivé le groupe spécial serviront à illustrer l'incidence des informations nouvelles sur les termes source.

Un des principaux progrès acquis depuis le rapport WASH-1400 de 1975 est que la plupart des termes source pour les centrales nucléaires peuvent maintenant être calculés sur une base mécaniste. Autrement dit, les mécanismes importants ont été identifiés et les valeurs des termes source peuvent maintenant être basées sur une information technique, non sur des hypothèses pessimistes. Ceci a permis d'établir que de nombreuses valeurs anciennes des termes source ont été surestimées, quelquefois de facteurs importants.

Un autre facteur important qui se traduit par une réduction des termes source provient du fait que l'on comprend mieux les caractéristiques de fonctionnement des centrales nucléaires. Par exemple, certains bâtiments de réacteurs se sont révélés être capables de résister à des pressions deux à quatre fois supérieures à leur pression nominale. Si une rupture de ces enceintes devait se produire au cours d'un accident sévère, elle interviendrait à des temps plus éloignés. Ceci est important car des informations récentes sur le comportement des aérosols ou des produits de fission dans les bâtiments de réacteurs au cours d'un accident sévère indiquent que la plus grande partie de la radioactivité ne se retrouverait pas dans la phase gazeuse aux temps les plus éloignés, et par conséquent ne serait pas rejetée.

Il y a eu aussi des progrès importants dans la compréhension de la chimie des produits de fission durant les accidents de réacteur. Par exemple, à l'époque de l'étude WASH-1400, on savait que la radio-iode réagirait probablement avec le césium (comme l'iode, le césium est un produit de fission qui se forme dans le combustible, mais il est environ dix fois plus abondant que l'iode) pour constituer le sel Csl faiblement volatil, soluble dans l'eau. Cependant, puisqu'il



Les tranches « A » et « B » de la centrale de Pickering au Canada

Source : Ontario Hydro

Il y avait une base de données de piètre qualité pour caractériser cette réaction, on supposait que l'iode formerait la molécule I_2 volatile. Cela a conduit à des termes source importants pour le dégagement d'iode dans certains accidents envisagés comme possibles. Cependant, l'importance de la formation de CsI devint absolument évidente au cours de l'Accident de Three Mile Island en 1979. Bien qu'une grande partie du stock d'iode du cœur ait été libérée à partir du cœur du réacteur, le terme source d'iode n'a représenté qu'une très petite partie de la quantité prévue si l'iode s'était transformé en I_2 . Aujourd'hui, on dispose d'une information suffisante pour caractériser la formation de CsI durant des accidents de réacteur et, dans de nombreux cas, des termes source d'iode beaucoup plus bas sont justifiés.

Le fait que le transport des produits de fission dépende de la thermohydraulique (le flux de chaleur et le flux massique) dans les réacteurs a conduit également à des développements significatifs. La plupart des phénomènes thermohydrauliques importants à l'intérieur de la cuve du réacteur sont maintenant connus, et la méthodologie actuelle convient vraisemblablement pour prévoir la rétention des produits de fission dans le circuit primaire de refroidissement. De même, la connaissance améliorée du transport des aérosols dans les bâtiments de réacteurs permet aux analystes d'associer la physique des aérosols à la thermohydraulique du confinement.

Il ne s'agit là que de quelques exemples d'informations nouvelles qui montrent comment celles-ci influent sur les valeurs des

termes source. Dans le même temps, ces nouvelles informations se sont traduites par la définition de phénomènes qui exigent une caractérisation complémentaire. On peut citer à titre d'exemples le besoin d'améliorer les modèles relatifs aux conséquences de l'affaissement du cœur, aux interactions cœur-béton et à certains aspects de la combustion de l'hydrogène. Ces domaines font tous partie des programmes internationaux de recherche, et il est hautement improbable que des phénomènes importants soient laissés de côté.

Incertitudes restantes

Bien que les termes source aient été surestimés dans le passé pour de nombreuses séquences d'accident, il peut s'avérer difficile de parvenir rapidement à des facteurs de réduction des termes source qui soient universellement acceptables. La principale raison en est que des programmes de calcul différents peuvent conduire à des termes source différents, compte tenu de la centrale et de la séquence d'accident que l'on analyse. Ces différences peuvent être liées aux différences entre les modèles mathématiques représentant les phénomènes physiques, aux différences entre les propriétés physiques des matériaux, à l'omission possible de phénomènes importants, aux caractéristiques de la séquence d'accident et de la configuration de la centrale, et aux approximations numériques.

Une manière de caractériser les incertitudes est de savoir que l'importance d'une incertitude particulière dépend du moment et du

mode de défaillance du confinement. Comme on l'a dit ci-dessus, des enceintes de confinement plus robustes diminuent la probabilité de défaillance précoce du confinement, et les processus de baisse de concentration des aérosols diminuent l'incidence d'une défaillance différée de l'enceinte de confinement. Ainsi, pour ces bâtiments de réacteurs plus robustes, les incertitudes associées aux défaillances précoces et différées des enceintes de confinement auraient une moindre incidence que les incertitudes relatives à des temps intermédiaires. La diminution de ces incertitudes restantes recevra sans aucun doute la plus haute priorité dans les programmes de recherche futurs.

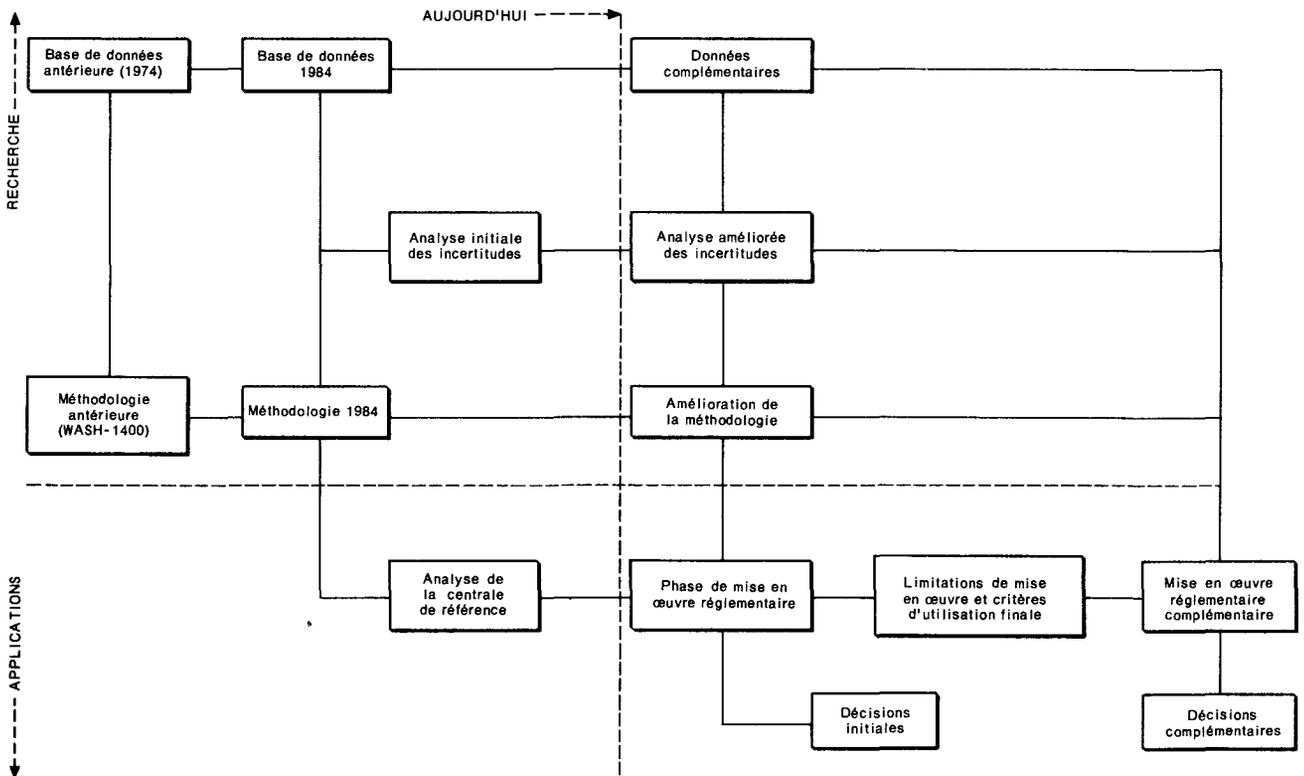
Répercussions au plan réglementaire

Les incertitudes restantes mises à part, toutes les études actuelles montrent que les termes source peuvent être réduits par rapport aux valeurs citées dans le rapport WASH-1400 pour de nombreux accidents envisagés comme possibles. Les conséquences des travaux en cours du point de vue de la réglementation sont résumées dans la figure 1, qui montre les relations passées, actuelles et futures entre la recherche concernant le terme source et les applications éventuelles. La base de données antérieure de 1974

est maintenant remplacée par la base de données de 1984, qui comprend toutes les informations disponibles à l'époque où les études récentes ont été effectuées.

Bien qu'il y ait toujours la tentation de retarder la mise en œuvre de nouvelles informations jusqu'à ce que les choses soient mises au point dans leurs moindres détails, la plupart des experts en matière de terme source pensent que des mesures doivent être prises dès maintenant pour utiliser les nouvelles informations dans le domaine réglementaire. La ligne verticale en tirets de la figure 1 représente la situation actuelle. Les données complémentaires ainsi que l'amélioration de l'analyse des incertitudes et de la méthodologie obtenues grâce aux travaux de recherche doivent maintenant conduire à une phase de mise en œuvre au plan de la réglementation. Les recherches qu'il reste à effectuer devraient faire partie d'un processus conjugué dans lequel la comparaison des conditions d'application (telles qu'elles sont établies par les organismes de réglementation) avec les incertitudes restantes concernant le terme source déterminera les besoins en matière de recherches futures et d'améliorations de programmes de calcul. Une telle approche est possible aujourd'hui, compte tenu des progrès marquants qui ont été effectués dans la technologie du terme source ■

Figure 1. **RELATION ENTRE LA RECHERCHE SUR LE TERME SOURCE, LES INCERTITUDES ET LA MISE EN ŒUVRE**



Stratégies de déclassement des réacteurs de puissance de grande dimension

K. Bragg

Au cours des cinq années à venir, 11 réacteurs de moyenne dimension devront être déclassés dans la zone de l'OCDE (où l'on compte actuellement quelque 260 réacteurs). Par « déclassement », on entend toutes les opérations effectuées sur un réacteur après qu'il ait cessé de produire de l'électricité et que son dernier chargement de combustible ait été retiré. Cette dernière étape est cruciale, car c'est dans le combustible irradié que se trouve, de loin, la plus grande quantité de radioactivité. En général, on laisse s'écouler quelques années entre la mise hors service effective et le début du déclassement. Il y a plusieurs gros réacteurs dans la zone de l'OCDE qui ont déjà été déchargés de leur combustible.

Le déclassement n'est pas une opération unique ou une petite série d'opérations, mais une succession complexe d'étapes interdépendantes. L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a défini trois étapes*. La première étape consiste à retirer ou à recycler une partie des bâtiments et de l'équipement auxiliaire qui sont radiologiquement peu ou non contaminés. Ceci permet de laisser la radioactivité des composants directement raccordés aux réacteurs décroître sous un régime de surveillance active. Cette phase pourrait comprendre des inspections régulières pour veiller à ce qu'aucune fuite ne se produise dans le bâtiment de confinement et que l'installation soit munie du matériel de ventilation et des autres dispositifs nécessaires pour y maintenir des conditions de sécurité satisfaisantes. La deuxième étape consiste à retirer la plus grande partie de l'équipement et des bâtiments, à l'exclusion du cœur du réacteur et de son épais blindage biologique. Les éléments restants contiennent la majeure partie de la radioactivité résiduelle et sont conditionnés de façon à ne pas nécessiter une surveillance aussi astreignante que pendant l'étape 1. Cette période d'attente, qui permet aux isotopes à vie courte de subir une désintégration importante, peut se prolonger 50 à 100 ans. Au cours de la troisième et dernière étape, tous les éléments sont retirés et le site est rendu à son état naturel. Les matières contaminées sont transportées jusqu'à un site d'évacuation homologué, les bâtiments

ou équipements décontaminés pouvant être récupérés pour tout autre usage. Le site du réacteur proprement dit serait complètement décontaminé et également utilisable sans aucune restriction.

Il convient de souligner que l'étape 3 sera réalisée quelle que soit l'hypothèse envisagée, les étapes 1 et 2 n'étant jamais que des étapes intermédiaires destinées à faciliter l'opération finale. La principale décision à prendre pendant le déclassement est donc le choix de l'ordre des opérations. Théoriquement, la solution la plus simple consiste à démonter immédiatement le réacteur (autrement dit, à passer directement à l'étape 3). Toutefois, un certain nombre de facteurs techniques et économiques et de facteurs ayant trait à la sûreté peuvent rendre plus séduisante l'adoption d'une méthode moins directe. Ainsi, on peut réaliser l'étape 1 ou 2 dès le départ et différer la mise en œuvre de l'étape 3. Le lecteur trouvera ici un exposé sommaire des principaux facteurs susceptibles d'influencer ce choix.

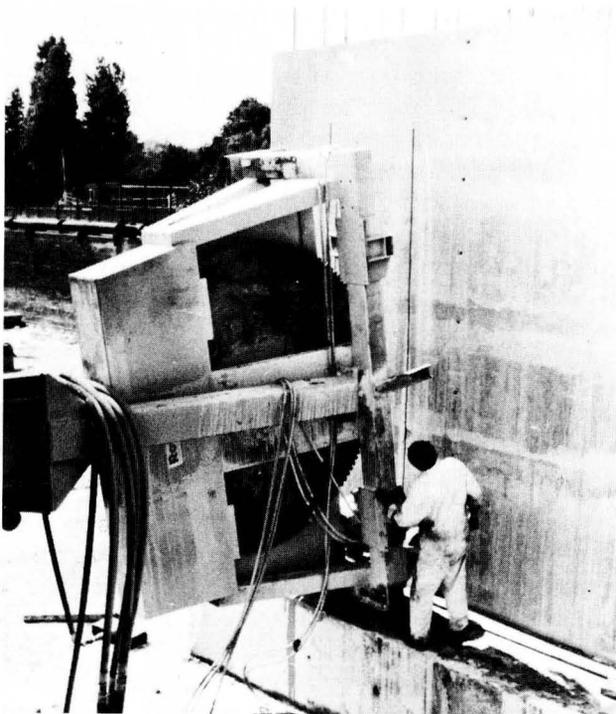
Technologie

L'existence de technologies permettant de mener à bien les opérations de déclassement constitue un élément crucial dans le choix de la méthode à adopter. Autrement dit, disposons-nous dès aujourd'hui des moyens techniques requis ou devons-nous attendre que de nouveaux progrès soient accomplis, ce qui éliminerait la possibilité de réaliser immédiatement l'étape 3 ? Pour bien comprendre le problème, il faut examiner la nature des travaux qui doivent être effectués ; ceux-ci peuvent être classés en trois grandes catégories, à savoir décontamination, démantèlement et gestion des déchets. La décontamination consiste à éliminer la radioactivité qui s'est déposée à la surface des composants. Cette radioactivité étant superficielle, il est possible d'en éliminer une grande partie au moyen d'un nettoyage physique (raclage, lavage, sablage) et de méthodes chimiques comme la dissolution par des acides forts et l'électropolissage. Les petites quantités qui ne peuvent être éliminées de cette manière sont très solidement liées aux composants, donc difficilement mobilisables et peu susceptibles d'entrer dans l'environnement.

Un autre type de contamination est dû à l'activation neutronique des composants situés à proximité du cœur du réacteur

K. Bragg fait partie de la Division de la protection radiologique et de la gestion des déchets radioactifs de l'AEN.

* Voir AIEA-TECDOC-179 *Decommissioning of Nuclear Facilities* (Déclassement des installations nucléaires), 1975.



**Scie mise au point
pour découper le béton armé
dans le cadre du projet de déclassement
du réacteur avancé refroidi
par gaz de Windscale**

pendant son exploitation normale. Cette radioactivité se trouvant dans la masse de la matière, les moyens classiques de décontamination superficielle sont inopérants. La technique consiste donc à démonter ces équipements et à les transporter, en tant que déchets radioactifs, dans des installations homologuées. Les méthodes utilisées pour le démontage font appel à divers procédés et outils de découpage comme le cisailage, le chalumeau à arc ou à plasma et la scie à arête diamantée. Pour le démontage des structures massives, on a aussi recours aux explosifs.

Pour finir, les déchets issus du démontage et de la décontamination doivent être gérés d'une manière appropriée. Il faut notamment séparer les déchets en diverses catégories en vue de leur évacuation selon différentes modalités, par exemple, dépôts à faible profondeur ou dépôts aménagés dans des formations géologiques profondes. Les déchets doivent aussi être conditionnés sous des formes compatibles avec leurs propriétés physiques et chimiques ainsi que celles de l'installation d'évacuation.

La question technique fondamentale est donc la suivante : toutes les opérations ci-dessus peuvent-elles être réalisées tout en protégeant efficacement, et moyennant un coût raisonnable, les travailleurs, le public et l'environnement ? Une réunion de travail récemment organisée par l'AEN pour comparer le démantèlement immédiat au démantèlement différé a clairement répondu oui*.

* Compte rendu d'une réunion de travail de l'AEN sur la comparaison entre le stockage avec surveillance et le déclassement immédiat pour les composants et bâtiments des réacteurs nucléaires, 1985.

Cette conviction est étayée par les travaux menés actuellement par un autre groupe d'experts de l'AEN sur la faisabilité technique et économique du déclassement. En effet, toutes les opérations nécessaires ont été testées, soit en vraie grandeur, soit à l'échelle pilote. Les experts ont jugé que ces techniques étaient totalement applicables aux réacteurs de puissance de grande dimension et plusieurs démonstrations à grande échelle sont prévues ou en cours. En vue de contribuer au développement de l'expérience pratique nécessaire au déclassement effectif des grands réacteurs, l'AEN est en train d'établir un programme de coopération internationale prévoyant des échanges d'informations scientifiques et techniques organisés à partir de projets nationaux de déclassement de dimension et de valeur technique comparables.

Sûreté

On a vu que la plus grande partie de la radioactivité totale d'un réacteur se trouvait dans les éléments combustibles et ces derniers sont déchargés pour être stockés ou évacués avant d'entreprendre le déclassement. En deuxième position vient la radioactivité due à l'activation du cœur du réacteur. Ici se trouve, dans moins de 10 pour cent du volume des déchets, plus de 90 pour cent de la radioactivité résiduelle. Le reste se présente sous une forme qui adhère solidement aux surfaces. Aucune portion de cette radioactivité n'est donc facilement détachable et en mesure d'entrer en contact avec le public ou l'environnement. Dans ces conditions, le réacteur déclassé représente pour le public, une source d'exposition potentielle plus faible que le réacteur en exploitation, ce qui est

confirmé par les mesures de surveillance concrètes appliquées autour des réacteurs déclassés.

Toutefois, la protection des travailleurs est un élément essentiel qui détermine, dans une large mesure, quelles opérations de déclassement doivent être menées à bien et quelles sont les méthodes à suivre. L'expérience a montré qu'on pouvait protéger les travailleurs en faisant appel à une combinaison de techniques classiques, comme le blindage et la surveillance radiologique des zones de travail, et de techniques de télémanipulation. On peut rendre la protection des travailleurs plus facile en laissant les matières radioactives se désintégrer, mais la protection pouvant être assurée dans toutes les situations, cette option est davantage liée à des considérations économiques.

Coûts

Un autre facteur important qui entre en ligne de compte dans les décisions en matière de déclassement est le coût. On a l'impression dans certains milieux que le déclassement pourrait être l'étape la plus coûteuse de tout le cycle électronucléaire. Cette thèse n'est pas corroborée par certaines études récentes. Les résultats préliminaires des travaux du groupe d'experts sur la faisabilité technique et économique du déclassement mentionné plus haut donnent à penser que le coût total du déclassement jusqu'à l'étape 3 ne représentera que quelques pourcents du coût total de la production d'électricité tout au long de la vie utile de la centrale. Le pourcentage exact variera bien entendu selon le type de centrale et l'ordre des opérations qui sera retenu pour le déclassement. En outre, il existe des possibilités considérables en matière d'optimisation des opérations et d'amélioration du rapport coût-efficacité. La poursuite des programmes de recherche et de développement est donc économiquement justifiée. Ces activités porteront vraisemblablement sur la réduction du volume de déchets et leur conditionnement, les méthodes permettant un tri plus rigoureux des déchets, la mise au point de robots et de dispositifs de télémanipulation plus perfectionnés, et l'amélioration continue des techniques de décontamination et de démontage.

Gestion des déchets radioactifs

Toutes les étapes du déclassement entraînent la production de déchets, dont les méthodes générales de traitement ont déjà été expliquées. Toutefois, la gestion des déchets a un rôle plus étendu à jouer dans les décisions qui se rapportent au déclassement. Ainsi, les critères fixés par les autorités peuvent avoir une influence considérable sur le volume des déchets : si l'on exempte de

surveillance administrative certains déchets de très faible activité, on peut réduire les coûts sans aucune répercussion néfaste sur l'environnement. Par ailleurs, si l'étape 3 (démantèlement complet) est différée de 50 à 100 ans, les radionucléides à courte période se désintégreront et les déchets pourront donc passer dans des catégories de matières dont la manipulation est plus facile ; de même, davantage de déchets pourront être exemptés de surveillance administrative.

C'est pourquoi, même si les déchets de toutes catégories peuvent être pris en charge moyennant des coûts et des conditions de sûreté acceptables dès leur production, l'introduction d'un délai est avantageux. La nature particulière de l'avantage tiendra au type de réacteur, et donc au spectre des isotopes présents dans chaque type de déchet, ainsi qu'à l'histoire individuelle du réacteur. Cet avantage est toutefois contrebalancé par la nécessité de continuer à surveiller et à entretenir les installations pendant toute la période qui précèdera le déclassement effectif.

Un aspect de la gestion des déchets domine actuellement les décisions en matière de déclassement : il s'agit de la disponibilité des installations d'évacuation et de la difficulté de trouver des sites d'évacuation des déchets qui soient socialement et politiquement acceptables. Un document récent de l'AEN* indique qu'au plan technique des sites appropriés peuvent être recensés dans tous les pays dotés d'un programme nucléaire. Il est clair que faute d'installations permettant d'évacuer définitivement les déchets, le démantèlement final (étape 3) devra être différé.

Décisions futures

Le déclassement des réacteurs électronucléaires de grande dimension est donc réalisable dans des conditions de sûreté satisfaisantes jusqu'à n'importe quelle étape, soit aujourd'hui, soit plus tard, à l'aide des techniques et de l'équipement existants et moyennant un coût qui ne représente qu'une petite fraction du coût total de la production d'électricité d'origine nucléaire. Les déchets issus du déclassement ne sont pas très volumineux et peuvent aussi être pris en charge avec les techniques classiques, à condition qu'il existe des sites et des installations pour les recevoir. Le choix final de la stratégie de déclassement et le calendrier de sa mise en œuvre ne peuvent pas être fixés à l'avance ; ils dépendent d'une évaluation complexe où interviennent des facteurs touchant à la technologie, à la sûreté, à l'économie et au domaine socio-politique ■

* AEN « Appréciation technique sur la situation actuelle en matière de gestion des déchets radioactifs », 1985.

Les réacteurs de puissance de petite taille : perspectives de débouchés dans les pays de l'OCDE

H.E. Thexton

Dès les premiers temps de l'exploitation de l'énergie nucléaire à des fins industrielles, des considérations d'économie d'échelle ont amené de nombreux grands pays industrialisés à construire de grandes centrales, en général d'une puissance installée de l'ordre de 900 à 1 300 MWe. Toutefois, à peu près à la même époque, les concepteurs ont envisagé les moyens de construire des installations rentables de plus petites dimensions, qui conviendraient mieux à beaucoup de pays en développement ayant de petits réseaux de distribution d'électricité. En 1983, l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a pris l'initiative d'une étude exhaustive visant notamment à dresser l'inventaire des modèles disponibles de réacteurs de puissance de petite et de moyenne taille, ainsi qu'à déterminer les débouchés susceptibles de s'offrir dans les pays en développement pour des installations entrant dans cette gamme de puissance. Les premières investigations ont montré que des centrales de plus faible puissance suscitaient également un certain intérêt dans les pays industrialisés, de sorte que l'AEN a entrepris d'étudier les perspectives de débouchés existant dans les pays de l'OCDE et s'est engagée à fournir sur ce sujet un chapitre destiné au rapport de l'AIEA*. L'étude de l'AEN, exécutée avec le concours d'un consultant, a porté sur des réacteurs de petite et moyenne puissance couvrant la gamme des 200 à 700 MWe.

L'étude a porté sur des pays de l'OCDE ou, dans certains cas, des régions à l'intérieur de ces pays, dans lesquels le réseau de distribution d'électricité est d'une importance se prêtant à la mise en place de réacteurs de faible puissance. On a utilisé comme critère le fait que la puissance du réacteur ne devrait pas dépasser 10 pour cent de la puissance du réseau. Ainsi, on a envisagé des réseaux d'une puissance comprise entre 2 000 MWe et 7 000 MWe. Bien entendu, des réseaux plus importants pourraient également recevoir des réacteurs de 200 à 700 MWe, mais dans ce cas, on serait davantage incité à choisir des tranches plus importantes.

H.E. Thexton dirige la Division du développement nucléaire de l'Agence.

* IAEA-TECDOC-347 *Small and Medium Power Reactors: Project Initiation Study Phase I*, (Réacteurs de faible et moyenne puissance : Phase I de l'étude de lancement du projet), juillet 1985.

Un autre facteur envisagé a été le taux d'expansion prévu de la demande dans le pays ou la région considérés. Dans ce cas, les critères appliqués ont été que la taille des tranches devraient répondre à l'augmentation prévue de la demande pendant deux à cinq ans. Si le taux d'accroissement était beaucoup plus rapide, une compagnie d'électricité opterait probablement pour une centrale de plus grandes dimensions plutôt que d'avoir à construire plusieurs tranches pour ainsi dire en même temps. Si le taux était beaucoup plus faible, on se trouverait en présence d'une puissance inutilisée pendant plusieurs années après l'entrée en service de la tranche, ce qui serait probablement non rentable.

Un troisième facteur, qui a été envisagé, visait l'aptitude des pays à financer une centrale. On a présumé qu'un pays ne souhaiterait pas dépenser plus de 1 pour cent de son produit intérieur brut (PIB) par an afin de financer les charges de capital afférentes à un seul projet. Étant donné qu'un réacteur de petite ou moyenne puissance devrait coûter de l'ordre de un milliard de dollars des États-Unis, soit des charges financières d'environ 100 millions de dollars par an, un pays devrait disposer d'un PIB de 10 milliards de dollars par an pour pouvoir financer une tranche.

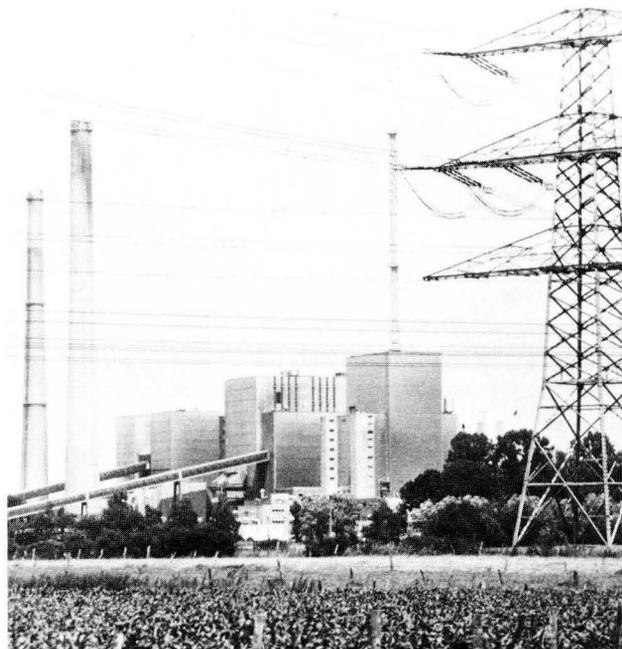
On a constaté qu'aucun pays de l'OCDE ne remplit tous les critères précités. Toutefois, la Grèce, l'Irlande, la Nouvelle-Zélande et le Portugal n'excèdent que légèrement le critère d'un taux d'accroissement de deux ans, et pourraient, d'un point de vue technique, être considérés comme offrant des débouchés possibles pour des tranches d'une puissance comprise entre 200 et 700 MWe. En outre, plusieurs États du Commonwealth d'Australie et provinces du Canada satisfont tous les critères, de même que la Sardaigne en Italie, l'île d'Hokkaido au Japon et les États de l'Alaska et d'Hawaï (île d'Oahu), ainsi que le territoire de Porto Rico aux États-Unis.

L'étude souligne que si ces pays ou régions répondent aux critères techniques visant les réacteurs de petite ou moyenne puissance, ils peuvent cependant fort bien considérer que des centrales alimentées en combustibles fossiles ou des centrales hydrauliques conviennent mieux à leurs besoins. Les facteurs

sociaux et politiques n'ont pas été pris en compte dans l'étude, mais on a observé que, parmi les pays mentionnés plus haut, l'Australie, la Grèce, l'Irlande et la Nouvelle-Zélande ont adopté des politiques de planification en matière d'électricité qui excluent à l'heure actuelle le recours à l'électronucléaire.

Le rapport a également considéré les débouchés existant dans des pays de l'OCDE de plus grandes dimensions, et noté qu'il existe une possibilité que des tranches de 200 à 700 MWe (en particulier entrant dans la partie supérieure de cette fourchette) puissent être envisagées dans des circonstances particulières. Par exemple, il pourrait exister certaines possibilités dans le cas d'approvisionnements spéciaux en électricité d'industries grosses consommatrices (fonderies d'aluminium, procédés électrolytiques, etc.) ou d'approvisionnements en chaleur industrielle (chauffage urbain, dessalement, valorisation du charbon, etc.). En outre, certains pays fournisseurs pourraient choisir de construire des tranches de démonstration afin de promouvoir les perspectives de vente à l'exportation.

Il existe assurément des débouchés notables dans les pays de l'OCDE pour des centrales entrant dans la fourchette de puissance considérée. Au cours des années 80, quelque 113 centrales d'une puissance comprise entre 200 et 400 MWe, auxquelles s'ajoutent 164 tranches dans la fourchette comprise entre 400 et 700 MWe, sont entrées en service ou sont programmées. Il s'agit, dans la plupart des cas, de tranches alimentées en combustibles fossiles, nombre d'entre elles étant destinées à assurer la charge de pointe. Pourtant, dans de nombreux cas, ces centrales assurent la charge de base et quelques-unes se situant dans la partie supérieure de la fourchette sont des centrales nucléaires. Bien que les centrales nucléaires entrant dans cette tranche de puissance aient été relativement chères en termes de coûts spécifiques en capital, ce qui les rend moins concurrentielles par rapport à des tranches alimentées en combustibles fossiles, les concepteurs de nouveaux réacteurs de petites dimensions qui sont proposés sur le marché adoptent des mesures nouvelles afin de réduire notablement les délais de construction et, partant, les coûts financiers. La construction sur un site donné d'une série de petites tranches d'un modèle standardisé, selon des calendriers programmés de façon à optimiser la fabrication des composants et les travaux sur le site, permettrait de réduire encore les coûts. Avec la construction de tranches qui permettent de suivre de plus près le taux d'expansion de la demande, on pourrait également aboutir à des économies de coûts au niveau de l'ensemble du réseau. Le fait de recourir à des adjonctions de tranches plus petites peut faciliter le financement et permettre de disposer d'une souplesse sensiblement supérieure lorsqu'il s'agit de répondre à des taux d'accroissement incertains de



Le réacteur à haute température de 330 MWe à Hamm-Uentrop, en République fédérale d'Allemagne (construit auprès de la centrale à charbon, sur la gauche)

Source : HRB

la demande. Ainsi, les réacteurs de faible puissance peuvent ne pas être aussi coûteux qu'on le suppose en général, si l'on se fonde sur les coûts de production pour un système global, et ils peuvent fort bien s'avérer concurrentiels dans certains endroits et sous certaines conditions. Toutefois, les données relatives aux coûts ne sont pas encore suffisamment bien connues pour qu'il soit possible de procéder à des généralisations : les aspects économiques devront être précisés dans certains cas particuliers, sur la base des offres soumises par les fournisseurs.

Quelque dix-sept constructeurs dans sept pays se sont déclarés intéressés par la fourniture de petits réacteurs. Les principaux marchés auxquels ils s'adressent seront ceux des pays en développement, mais ils étudieront certainement aussi les perspectives existant dans la zone de l'OCDE. Alors que les tranches importantes semblent devoir continuer à prédominer sur ce marché, certaines ventes de petits réacteurs paraissent tout à fait probables ■

Où en est le Projet LOFT de l'OCDE ?

R.R. Landry

Le Projet LOFT (Installation d'essais de perte de réfrigérant) de l'OCDE fournit des informations sur la thermo-hydraulique, le combustible et les produits de fission servant à évaluer les programmes de calcul, à définir les marges de sécurité, à mettre en évidence des phénomènes non encore recensés et à mettre au point des techniques de réhabilitation en cas d'accident. Le Projet est fondé sur un réacteur à eau sous pression implanté au Laboratoire national d'études techniques de Idaho aux États-Unis*. Sur les huit essais prévus dans le cadre du Projet LOFT, six essais de thermohydraulique ont été exécutés. Les deux derniers essais, effectués en décembre 1984 et juillet 1985, sont des essais portant sur les produits de fission. Ils témoignent d'un changement important d'orientation dans le programme d'essais et ont des conséquences de grande portée pour la sûreté nucléaire.

La situation aujourd'hui

La partie expérimentale du programme LOFT a été menée à bien. Il faut maintenant procéder aux analyses des résultats et faire le bilan des connaissances acquises. Les six premiers essais ont fourni une masse d'informations concernant la réponse thermohydraulique d'un système électronucléaire dans des conditions de perturbation ou d'accident. Les deux derniers essais ont fourni des données qui aideront à comprendre ce qui se passe lorsque des barreaux de combustible dans un réacteur nucléaire subissent toute une série de dommages allant jusqu'à la fusion. Ces deux séries d'essais étaient bien différenciés quant aux objectifs et au mode opératoire. Alors que les tests de thermohydraulique faisaient appel aux procédures opérationnelles et systèmes de sûreté classiques pour étudier la réponse du réacteur à eau sous pression à des contraintes allant jusqu'à la rupture complète d'un canalisation de refroidissement, les tests portant sur les produits de fission étaient conçus de manière à entraver les systèmes de sûreté afin que les barreaux de combustible puissent être soumis à des contraintes allant au-delà de leur limites de dimensionnement et soient ainsi endommagés. Ces deux séries d'essais très différents ont permis d'obtenir des données sur la réponse et les caractéristiques du comportement d'une installation nucléaire réelle.

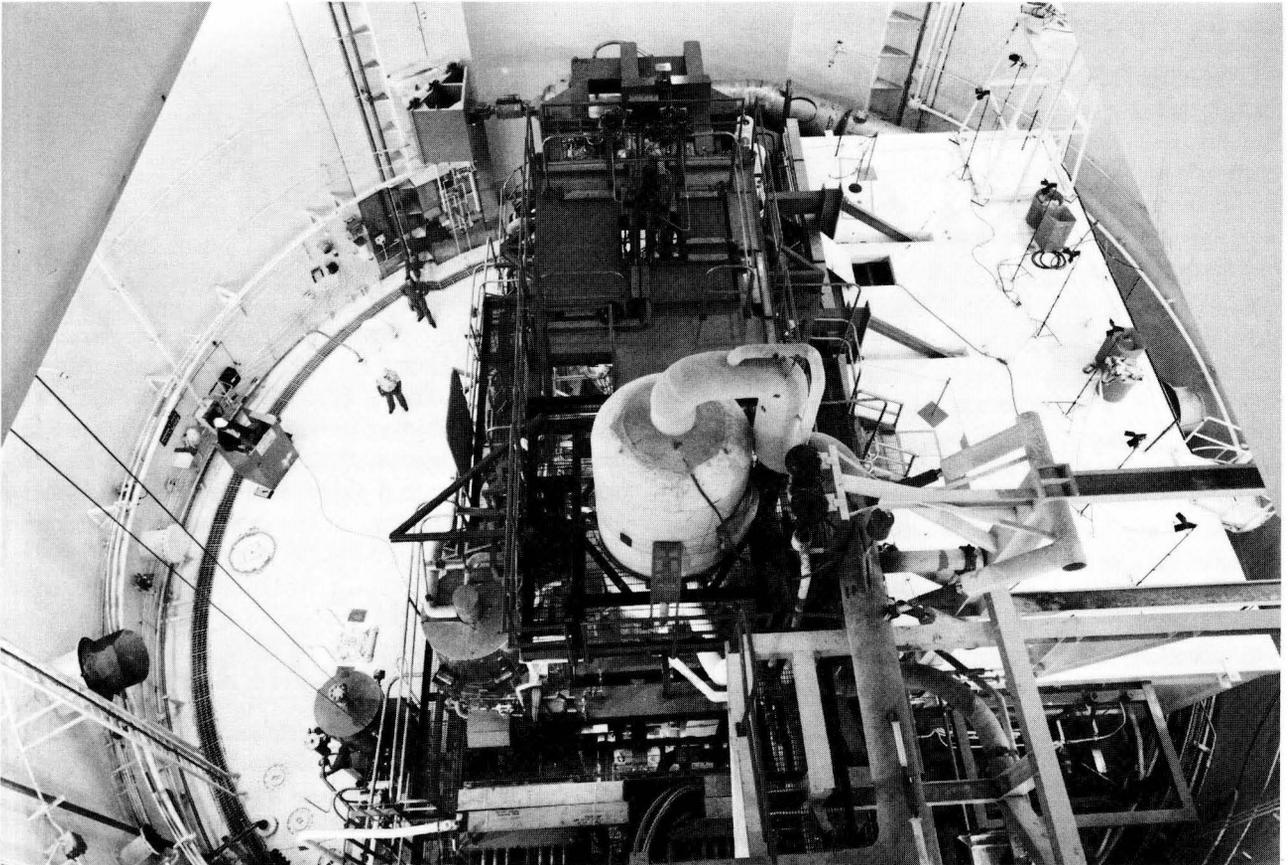
R.R. Landry fait partie de la Division de la sûreté nucléaire de l'AEN.

* Les pays qui participent au Projet LOFT sont la République fédérale d'Allemagne, l'Autriche, l'Espagne, les États-Unis, la Finlande, l'Italie, le Japon, le Royaume-Uni, la Suède, et la Suisse. Pour plus de précisions concernant le Projet LOFT, voir l'article paru dans le Bulletin de l'AEN n° 3, décembre 1984.

Des essais relatifs au comportement et à la détérioration du combustible ont été exécutés dans diverses installations de par le monde. Les installations PBF (Installation d'essais de rupture sous l'effet de transitoires de puissance) aux États-Unis, de Halden en Norvège, et Phebus en France, sont destinés à tester de un à quatre barreaux de combustible dans une boucle isolée à l'intérieur d'un réacteur. Telles quelles, ces installations ne permettent pas de tester des assemblages combustibles de dimension standard. L'installation LOFT est constituée par un réacteur à eau sous pression complet, mais de petite dimension. Les essais relatifs au combustible exécutés dans l'installation LOFT permettent d'endommager une section d'assemblage combustible représentatif et de suivre le comportement des débris résultant de ces dommages à mesure qu'ils se déplacent dans le circuit de refroidissement du réacteur.

Les essais relatifs aux produits de fission effectués dans le cadre du Projet LOFT de l'OCDE sous la référence LP-FP 1 et 2, ont été très réussis. Le premier d'entre eux, LP-FP 1, était conçu de telle sorte que le combustible soit amené au point où de petites brèches se produisent dans un nombre limité de barreaux de combustible. Cet essai limité a eu pour résultat de libérer les gaz radioactifs renfermés dans moins d'une douzaine de barreaux de combustible. La rétention des matières libérées par l'eau de refroidissement du réacteur et leur déposition dans les canalisations et sur les structures métalliques du circuit ont été bien plus importantes que prévu. Il en résulte qu'une quantité beaucoup plus faible de matières radioactives peut éventuellement être libérée dans l'environnement. Ceci étant, l'épuration et les préparatifs en vue de la poursuite de l'expérimentation n'ont pas soulevé de problèmes.

Le second essai, LP-FP 2, était fort différent car il prévoyait une détérioration importante du combustible. Les paramètres qui entraîneraient les niveaux de dommages souhaités exigeaient des températures du combustible dépassant 2100 K (3300° F) pendant plus de trois minutes. Afin de circonscrire la zone affectée par ces températures élevées et protéger les assemblages combustibles périphériques, il fallut concevoir un montage combustible spécial pour la partie centrale du réacteur, faute de quoi il aurait été impossible de retirer l'assemblage central pour procéder à l'examen après essai. Ce dernier essai a provoqué la libération d'importantes quantités de matières radioactive à partir des barreaux de combustible et du combustible lui-même dans le circuit de refroidissement du réacteur.



Installation d'essais de perte de fluide caloporteur (LOFT) : vue plongeante de l'assemblage à l'intérieur de la chambre d'essais

Résultats positifs

Les six premiers essais de thermohydraulique ont fourni des informations sur la réponse d'un réacteur à eau sous pression à divers accidents et transitoires. Ces résultats permettent d'évaluer les possibilités offertes par les programmes de calcul complexes utilisés pour analyser les centrales nucléaires en vraie grandeur. Ils fournissent aux exploitants de réacteur des informations les aidant à définir certains transitoires ainsi que les phénomènes qui se produisent au cours de l'accident. Grâce aux deux essais relatifs aux produits de fission on obtiendra des données sur la libération et le transport des matières radioactives renfermées dans les barreaux combustibles aussi bien en cas de petites brèches qu'en cas de dommages importants. Ces essais montreront également la manière dont un montage combustible de section complète est endommagé, ce que des essais exécutés sur un à quatre barreaux ne permettent pas d'obtenir.

Le budget affecté au Projet LOFT de l'OCDE dépasse 80 millions de dollars. Aussi important soit-il, ce montant est faible pour un programme d'essai aussi ambitieux que celui du Projet LOFT. Le

maître d'œuvre a réussi à demeurer dans les limites de ce budget, grâce à la coopération des participants au Projet. Les pays Membres ont fourni un important personnel technique, et les analyses après-test sont effectuées et présentées par les pays Membres. En outre, les membres du personnel détachés auprès de l'organisme maître d'œuvre ont immédiatement et directement connaissance des résultats des essais et tirent les avantages techniques d'une participation directe à la préparation et à l'analyse de ces essais. En confiant aux pays Membres le soin d'analyser les résultats et d'établir des rapports après les essais, on acquiert l'expérience de la comparaison des analyses effectuées par les différentes parties et de l'élucidation des différences constatées. Cette méthode permet une compréhension plus approfondie des essais, de la signification des résultats et des systèmes d'analyse.

Compte tenu de l'abondance des informations procurées par les deux derniers essais du Projet LOFT, le Conseil d'administration du Projet a demandé à l'AEN d'inviter les pays Membre de l'OCDE qui ne sont pas partie au Projet LOFT à apporter leur participation à l'analyse des résultats de ces essais ■

Le symposium de Stripa : donnés nouvelles et orientations futures

S.G. Carlyle

La principale solution qui s'offre à l'évacuation des déchets de haute activité générateurs de chaleur consiste à les placer dans un dépôt souterrain à grande profondeur dans des formations géologiques appropriées. Des recherches sur la faisabilité et la sûreté de cette solution sont menées dans la plupart des pays Membres de l'OCDE depuis un certain nombre d'années et constituent un élément important du programme de l'AEN. Ces recherches ont montré que ce mode d'évacuation est en principe réalisable et sûr. Afin de confirmer cette conclusion, il est nécessaire de procéder à des recherches dans des conditions réalistes. Les expériences *in situ* dans des roches pouvant servir de milieu récepteur permettent : 1. de mettre au point des outils pour obtenir les informations détaillées nécessaires à la caractérisation des sites, 2. d'étudier divers phénomènes susceptibles d'influer sur l'aptitude d'un système de dépôt à isoler les déchets et 3. d'acquérir de l'expérience concernant la mise en œuvre et l'optimisation des caractéristiques techniques du système.

Des travaux de recherche approfondis dans le granite ont commencé en 1977 dans le cadre d'un programme en coopération entre la Suède et les États-Unis, à la mine de Stripa en Suède, qui ont débouché, en 1980, sur la Phase I du Projet international de Stripa sous l'égide de l'AEN. Ce projet est administré par la Société suédoise de gestion des combustibles et des déchets nucléaires (SKB) sous la direction d'un Comité technique mixte composé de représentants des neuf pays Membres de l'OCDE participant au Projet*. Dans le cadre de la Phase I et de la Phase II du Projet – qui s'achèvera en 1985 – des travaux ont été menés dans les quatre domaines principaux suivants :

- Recherches hydrogéologiques dans le granite et études de migration par traceurs dans des systèmes de fissures uniques et multiples.
- Détection et caractérisation des zones fissurées dans le granite.
- Étude hydrogéochimique des eaux souterraines granitiques telles qu'on les trouve dans la mine de Stripa.
- Comportement de l'argile bentonitique en tant que matériau de remblayage et de scellement dans les conditions prévalant sur le terrain.

S.G. Carlyle fait partie de la Division de la protection radiologique et de la gestion des déchets radioactifs de l'AEN.

* Canada, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Japon, Royaume-Uni, Suède, Suisse.

Résultats obtenus à ce jour

Les résultats et conclusions de la Phase I, ainsi que les résultats préliminaires de la Phase II ont été présentés lors du Symposium de Stripa qui s'est tenu à Stockholm du 4 au 6 juin 1985. Il est manifeste que le Projet a permis de mettre au point les nouveaux instruments et techniques d'évaluation des sites potentiels d'évacuation dans le granite et d'approfondir les connaissances sur les performances des barrières artificielles des dépôts. La principale conclusion qui se dégage des études relatives aux écoulements des eaux souterraines à Stripa est qu'il n'existe pas de technique unique susceptible d'être utilisée pour décrire le système hydrologique autour d'un dépôt de manière suffisante pour pouvoir faire une évaluation détaillée des performances du dépôt. Il faut employer un ensemble de techniques hydrogéologiques, géophysiques et géochimiques.

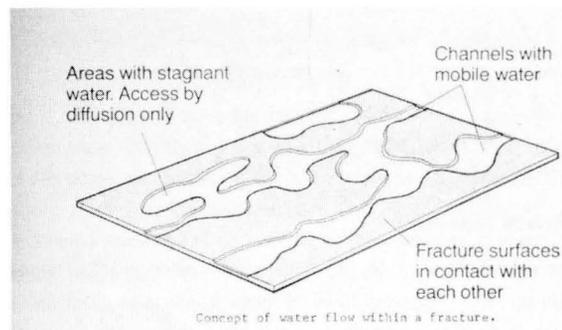


Fig. 1. Représentation conceptuelle de l'écoulement des eaux par une fissure

Les études par traceurs naturels et artificiels effectuées à Stripa confirment que l'écoulement des eaux souterraines ne peut se produire qu'à travers un faible pourcentage des fissures présentes dans le granite, ainsi que le montre schématiquement la figure 1. Ceci a d'importantes conséquences pour la prédiction des voies de migration des radionucléides*. Il est donc important de procéder à la

* Voir dans ce numéro l'article de A.B. Muller concernant la constitution par l'AEN de bases de données internationales sur les phénomènes géochimiques intéressant la prédiction des effets de la migration des radionucléides au moyen de modèles.

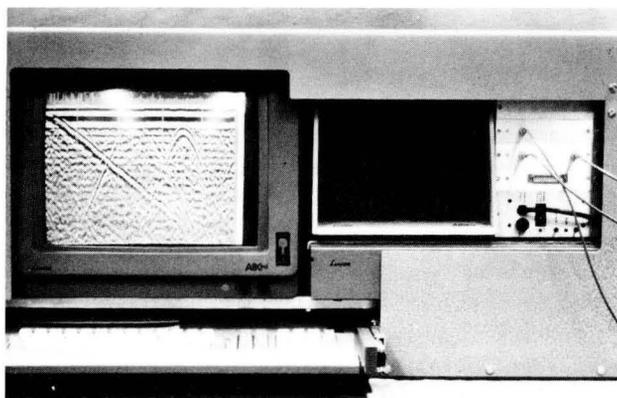


Fig. 2. Analyse des recherches sismiques à l'aide de techniques tomographiques

caractérisation des systèmes de fissures, celle-ci ne pouvant se faire que par des moyens indirects s'agissant de grands volumes de roche. Grâce à l'analyse tomographique « entre forage » (mesures tridimensionnelles des fissures effectuées entre des trous de sonde) faisant appel à des procédés sismiques, par radar et à des méthodes hydrauliques, on réussit à localiser davantage de zones fissurées par lesquelles se produit l'écoulement des eaux. La figure 2 montre une section sismique caractéristique en cours d'analyse à l'aide de techniques tomographiques nouvellement mises au point.

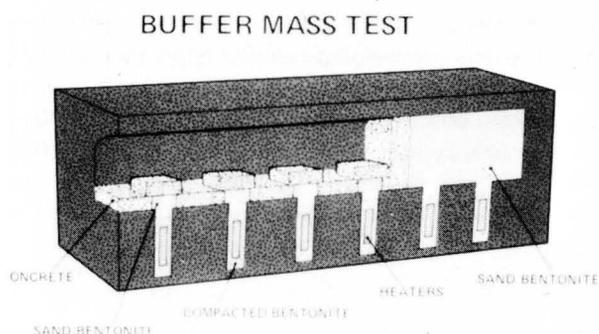


Fig. 3. Représentation schématique des installations d'essai de la masse tampon

Les études d'ingénierie à Stripa ont été axées sur la vérification du comportement de la bentonite en tant que matériau de remblayage et de scellement, par l'intermédiaire de l'essai dit de « masse tampon » qui est présenté à la figure 3. Les résultats confirment que les principaux processus physiques qui se produisent dans la bentonite sont connus et peuvent être prévus pour divers modèles et conditions de dépôts. Le processus prédominant qui influe sur la bentonite est constitué par l'absorption d'eau à partir des fissures actives du point de vue hydraulique qui se trouvent dans la masse rocheuse alentour, car ce processus régit la montée de la pression de gonflement de l'argile et influe sur la dissipation de la chaleur provenant des déchets.

Travaux actuels et orientations futures

Les projets relevant de la Phase II sont conçus pour approfondir les travaux préliminaires exécutés au titre de la Phase I. On s'emploie à perfectionner les techniques de caractérisation et à établir des corrélations entre les résultats, à étudier la migration des traceurs au cours d'un essai dynamique tridimensionnel et à évaluer les méthodes de scellement des forages et des puits au moyen de la bentonite. Les résultats de ces travaux ont été présentés au Symposium et ont conduit à élaborer des plans pour la phase suivante. Cette Phase III du Projet sera axée sur la mise en œuvre des techniques mises au point au cours des phases précédentes dans le cadre d'une étude à grande échelle portant sur une masse granitique intacte. En premier lieu, on procédera à une caractérisation globale et à la mise au point de modèles prévisionnels. Les prévisions visant l'écoulement des eaux souterraines et la migration par traceurs seront alors comparées aux résultats des mesures sur le terrain afin de valider les modèles.

Grâce à ce programme, la Phase III du Projet de Stripa continuera à fournir des informations de base sur les roches granitiques servant de milieu récepteur, à former des spécialistes dans plusieurs pays Membres de l'AEN en ce qui concerne les méthodes nouvelles de caractérisation des sites et d'aménagement technique des dépôts de déchets, et à contribuer à accroître la confiance du public dans les solutions proposées pour l'évacuation des déchets de haute activité dans des formations géologiques à grande profondeur ■

Base de données géochimiques à l'AEN

A.B. Muller

Dans la plupart des pays Membres, l'évacuation géologique profonde est considérée comme la solution de choix pour le confinement à long terme des déchets nucléaires de haute activité, qu'il s'agisse de combustible irradié ou de déchets de retraitement. On peut considérer que ces systèmes d'évacuation consistent en une série de barrières – telles que le conditionnement des déchets et leur emballage, l'aménagement technique du dépôt et l'environnement géologique – qui font obstacle à la migration des radionucléides dans la biosphère. La modélisation de l'évaluation des performances des systèmes a montré que c'est la barrière géologique qui contribue en général le plus à la capacité théorique de confinement à long terme du système d'évacuation.

Le déplacement et le transport des radionucléides par l'eau sont un élément essentiel dans tout scénario vraisemblable concernant le dégagement de radioactivité en provenance d'un dépôt. Dans certaines formations géologiques réceptrices, telles que des argiles et des sels agglomérés, on ne peut s'attendre à trouver de l'eau disponible pour ces processus. Dans d'autres formations, l'eau pourrait éventuellement traverser le conteneur des déchets et dissoudre les radioéléments. Dans de tels scénarios, des processus chimiques se produisant dans la barrière géologique retarderont dans une certaine mesure (jusqu'à ce qu'une certaine fraction de la radioactivité ait décru) ou arrêteront complètement la migration des radioéléments dans les eaux souterraines en écoulement. Comprendre ces processus et être capable de prévoir leurs effets grâce à la modélisation sont par conséquent essentiels pour évaluer le comportement de la barrière géologique.

Données relatives au coefficient de distribution

La modélisation géochimique du transport des radionucléides emploie un certain nombre d'approches et de méthodes, dont la plus importante est l'utilisation de coefficients de distribution (Kd) pour modéliser le retard. Un coefficient de distribution est un paramètre empirique défini comme étant le rapport de la quantité d'un radioélément en solution à la quantité qui n'est pas en solution dans une quantité donnée de matériau géologique (c'est-à-dire la concentration d'un nucléide en solution divisée par la quantité perdue dans le volume associé de roche). Le retrait de la solution est

considéré comme s'effectuant généralement par des processus de sorption (comme l'adsorption directe ou l'échange d'ions) bien que, par suite de la nature empirique du paramètre, d'autres processus puissent être impliqués. Les corps dissous se déplaceraient à travers la géosphère à la vitesse de l'eau souterraine solvante (qui est elle-même extrêmement lente sur les sites choisis pour le rejet si aucune interaction ne se produisait avec la matrice rocheuse). Une vitesse plus réaliste pour les radioéléments dissous dans les eaux souterraines, qui rendra compte du retard, peut être estimée en réduisant la vitesse de l'eau souterraine, calculée au moyen d'un modèle hydrologique, d'un facteur proportionnel au coefficient de distribution.

Les coefficients de distribution sont mesurés au cours d'expériences de laboratoire, en condition statique ou en écoulement continu, conçues pour simuler, de façon aussi précise que possible, les conditions attendues dans la géosphère. Ceci est important, car les coefficients de distribution varient comme une fonction peu connue de ces conditions, en particulier pour les éléments présentant des états multiples d'oxydation tels que les actinides. Les coefficients de distribution semblent plus sensibles à l'acidité de la solution (pH), au potentiel d'oxydoréduction (Eh), à la composition des corps dissous principaux, à la quantité de radioéléments présents et les caractéristiques de sorption des minéraux des roches. Une caractérisation détaillée de ces paramètres durant les expériences est par conséquent essentielle pour produire des données utiles.

En 1980, le Comité de la gestion des déchets radioactifs de l'AEN a reconnu l'utilité de disposer d'une banque centralisée de données internationales sur les coefficients de distribution se rapportant à un assortiment de radioéléments, de matériaux géologiques et de conditions physico-chimiques. Dans ce but, l'AEN a mis sur pied, en 1981, le projet de système international de recherche de l'information sur la sorption (ISIRS). Ce projet a démarré en juin 1981 avec la participation de la République fédérale d'Allemagne, du Canada, des États-Unis, de la Finlande, de l'Italie, du Japon, des Pays-Bas, du Royaume-Uni, de la Suède, et de la Suisse. Durant les deux premières années du projet, un système spécialisé de gestion d'une base de données destinée au traitement des données Kd et des paramètres expérimentaux associés a été développé au « Pacific Northwest Laboratories » (PNL) de l'Institut Battelle aux États-Unis. Durant la seconde période de deux ans, le système et sa base de données prototype ont été transférés à la Banque de données de l'AEN à Saclay (France) où ils ont été évalués

A.B. Muller fait partie de la Division de la protection radiologique et de la gestion des déchets radioactifs de l'AEN.

et optimisés par les personnels de l'AEN et du PNL. Cette phase a conduit à une troisième période du projet durant laquelle le système sera en exploitation normale.

Cette base de données prototype avec laquelle commencera la phase d'exploitation du système contient des données provenant d'environ 2 500 déterminations de K_d pour dix-huit éléments sur huit classes générales de matériau géologique, effectuées dans des conditions physico-chimiques variées. A mesure que la taille et l'ampleur de la base de données augmenteront au cours de la période d'exploitation, l'ISIRS sera de plus en plus précieux pour :

- Fournir des données relatives aux coefficients de distribution pour des modèles, à la fois généraux et relatifs à des sites déterminés, de migration potentielle de radionucléides à partir d'installations d'évacuation de déchets ;
- Fournir à des chercheurs expérimentaux une source facilement accessible d'informations concernant les résultats et paramètres expérimentaux antérieurs ;
- Fournir un ensemble de données provenant de différentes sources qui peuvent être utilisées pour développer et valider des modèles géochimiques de comportement de sorption.

Données chimiques thermodynamiques

Un autre outil puissant de plus en plus utilisé dans la modélisation chimique de la barrière géologique à champ lointain est la thermodynamique chimique. La thermodynamique permet la quantification des transferts de masse dans des réactions chimiques se produisant dans les eaux souterraines et au cours des interactions entre l'eau et la roche. Le produit final de ces modèles est constitué par des prévisions de concentrations de radioéléments dans différentes conditions. Ces modèles ont aussi commencé à être appliqués dans le champ proche du dépôt (où les températures sont plus élevées) aux déchets vitrifiés, à la dissolution du combustible usé et à la dégradation du matériau des conteneurs. Les modèles chimiques thermodynamiques peuvent être utilisés pour calculer :

- La formation d'espèces aqueuses (la répartition d'un élément dans les différentes espèces ioniques et inaltérées dans lesquelles il peut exister en solution) ;
- La masse d'un élément acquis ou échappé de la solution à la suite de processus de dissolution et de précipitation ;
- Le transfert de masse de corps dissous vers ou en provenance d'une solution suite à un phénomène de

sorption (échange d'ions), à la formation de solutions solides, d'échanges isotopiques et autres mécanismes de retard.

Les deux premiers de ces processus ont été traités de façon classique par la modélisation chimique thermodynamique et le traitement du troisième est en cours de développement.

Deux types de données sont nécessaires pour effectuer de tels calculs : les données décrivant la solution particulière et les conditions physico-chimiques pour lesquelles le calcul est effectué et les données décrivant les réactions chimiques qui peuvent se produire. Le premier type de données sont particulières au calcul tandis que les données du second type sont universelles, en ceci que les mêmes données sont utilisées pour décrire la réaction dans n'importe quel type de calcul. Ces calculs sont habituellement effectués au moyen de codes informatiques relatifs à la formation des espèces, tels que WATEQ, ou des codes fondés sur le suivi du progrès de la réaction, tels que PHREEQE. L'AEN tient actuellement un second cours rapide sur l'application de PHREEQE à l'évacuation des déchets nucléaires. Ces deux programmes de calcul ont été développés par le « Geological Survey » (États-Unis).

Afin de fournir un assortiment plus ample de données géochimiques aux utilisateurs dans les pays Membres, le Comité de la gestion des déchets radioactifs de l'AEN a constitué, en 1983, une base de données thermo-chimiques et son examen critique (TDB) en tant que complément à ISIRS. Cette base de données contient les données chimiques thermodynamiques fondamentales à partir desquelles peuvent être établis la base universelle de données pour la formation d'espèces et les codes fondés sur le suivi du progrès de la réaction. L'objet de cette activité est de compiler, examiner de façon critique et publier les valeurs recommandées de ces constantes fondamentales pour dix éléments représentatifs du point de vue de l'évacuation des déchets de haute activité et d'autres technologies nucléaires. Uranium, plutonium, neptunium, ameri-cium, césium, strontium, radium, technetium, iode et plomb sont les éléments examinés. Les résultats de l'examen concernant l'uranium, qui correspondent au premier volume publié, sortiront début 1986. Les ensembles de données recommandées seront également disponibles sous une forme directement lisible sur ordinateur.

En constituant des bases de données internationales complémentaires pour les coefficients de distribution (ISIRS) et de données chimiques thermodynamiques (TDB), l'AEN a entrepris de répondre aux besoins essentiels en matière de données géochimiques destinées à la modélisation de l'évaluation des performances des systèmes d'évacuation des déchets ■

Les aspects économiques du cycle du combustible nucléaire

ISBN 92-64-22714-8

Prix : £ 12.50 \$US 25 FF 125 DM 56

Les coûts des différentes phases du cycle du combustible nucléaire ainsi que les coûts totaux sont examinés dans l'hypothèse d'un cycle avec et sans retraitement pour un réacteur à eau sous pression mis en service en 1995. Le rapport présente des analyses de sensibilité et évalue les coûts pour d'autres cycles du combustible.

Gestion des déchets de haute activité – Bilan des travaux de démonstration, avril 1985

Gratuit sur demande

Pour évaluer si la technologie de la gestion des déchets de haute activité peut être mise en œuvre, il est nécessaire de déterminer si les concepts actuels de gestion sont valides et si les expériences à l'échelle industrielle sont suffisamment fiables. Ce rapport présente les résultats déjà obtenus dans les pays de l'OCDE et les programmes en cours, qui contribuent à la démonstration, directe et indirecte, de la gestion et de l'évacuation des déchets de haute activité.

Évacuation des déchets radioactifs – Expériences in situ dans le granite

Compte rendu d'un symposium de l'AEN sur le Projet international de Stripa, Stockholm, juin 1985

ISBN 92-64-02728-9

Prix : £ 16.80 \$US 34.00 FF 168.00 DM 75.00

Le Projet international de Stripa a été créé pour mettre au point des techniques permettant la caractérisation des sites susceptibles de convenir à l'évacuation des déchets de haute activité et pour étudier les phénomènes liés au comportement à long terme d'un dépôt de déchets, tant sur le plan technique que du point de vue de l'environnement. On trouve dans ce compte rendu les résultats obtenus jusqu'ici grâce au Projet Stripa et à des installations expérimentales similaires situées dans divers pays de l'OCDE.

Review of the continued suitability of the dumping site for radioactive waste in the North-East Atlantic, 1985

(accompagné d'un résumé en langue française)

Gratuit sur demande

La validité du site d'immersion de déchets radioactifs sous emballage situé dans la région nord-est de l'Atlantique a été évaluée en 1985 par un groupe international d'experts. On trouvera dans ce rapport les bases de cette évaluation ainsi que les conclusions et les recommandations du groupe d'experts concernant les opérations d'immersion.

Stockage sous surveillance ou déclassement immédiat des réacteurs nucléaires

Compte rendu d'une réunion de travail de l'AEN, Paris, octobre 1984

ISBN 92-64-02724-6

Prix : £ 14 \$US 28 FF 140 DM 62

L'une des grandes questions qui se posent concernant le choix des options de déclassement des installations nucléaires est de savoir s'il est préférable de démanteler immédiatement l'installation ou de différer le démantèlement durant quelques dizaines ou centaines d'années. Ce compte rendu fait le point du débat international autour de cette question et rapporte le consensus d'un groupe d'experts sur les principaux critères à observer dans le choix des options de déclassement.

Métrieologie et surveillance du radon, du thoron et de leurs produits de filiation

ISBN 92-64-22767-9

Prix : £ 14 \$US 28 FF 140 DM 62

Des mesures précises et fiables du radon, du thoron et de leurs produits de filiation sont un aspect important de la maîtrise des risques d'exposition à ces radionucléides dans les mines et les habitations. Ce rapport fait le point des principes et des techniques

de métrologie et de surveillance et donne des orientations quant au choix et à l'utilisation des méthodes et matériels de mesure, selon les différentes conditions d'exposition des travailleurs et des personnes du public.

Guide pour le contrôle des produits de consommation contenant des substances radioactives

Gratuit sur demande

Les produits de consommation contenant des substances radioactives entraînent inévitablement une certaine exposition du public aux rayonnements ionisants, par suite de leur bonne ou mauvaise utilisation, d'accidents et de mises au rebut. Ce guide a pour but d'aider les autorités nationales à définir la politique et les principes fondamentaux de radioprotection qu'il convient d'adopter pour

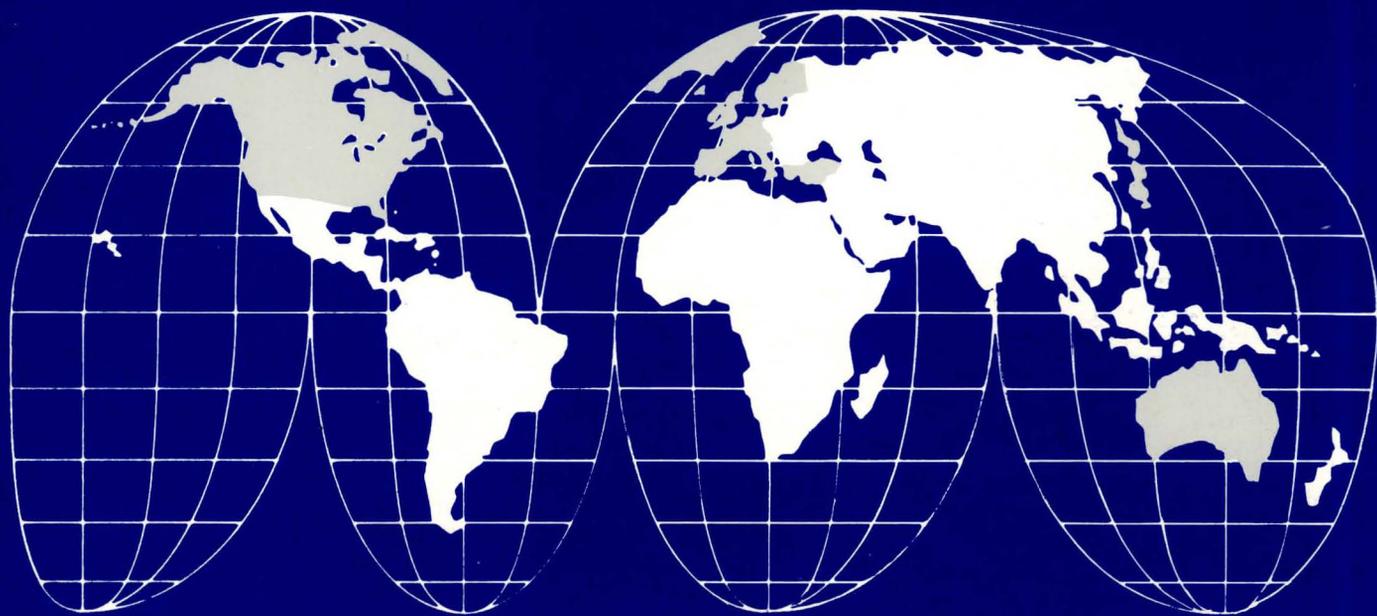
assurer que l'exposition du public imputable aux produits dont l'utilisation est justifiée reste limitée.

Surveillance en continu de l'intégrité du circuit de refroidissement des réacteurs

**Compte rendu d'une réunion de spécialistes de l'AEN
Londres, août 1985**

Il est important d'exercer une surveillance en continu si l'on veut assurer l'intégrité du circuit de refroidissement du réacteur. Cette surveillance peut donner le signal précoce d'une dégradation des structures et indiquer le point où centrer l'inspection après l'arrêt du réacteur. Ce compte rendu décrit l'état d'avancement de différentes techniques de surveillance utilisables : mesure de la vibration des structures, bruit du cœur, émission acoustiques dues aux fissures, fuite du fluide de refroidissement, ou paramètres de fonctionnement tels que pression et température du fluide de refroidissement ■

PAYS PARTICIPANTS



République Fédérale d'Allemagne
Australie, Autriche, Belgique, Canada
Danemark, Espagne, Etats-Unis, Finlande
France, Grèce, Irlande, Islande, Italie
Japon, Luxembourg, Norvège, Pays-Bas
Portugal, Royaume-Uni, Suède, Suisse
Turquie.
