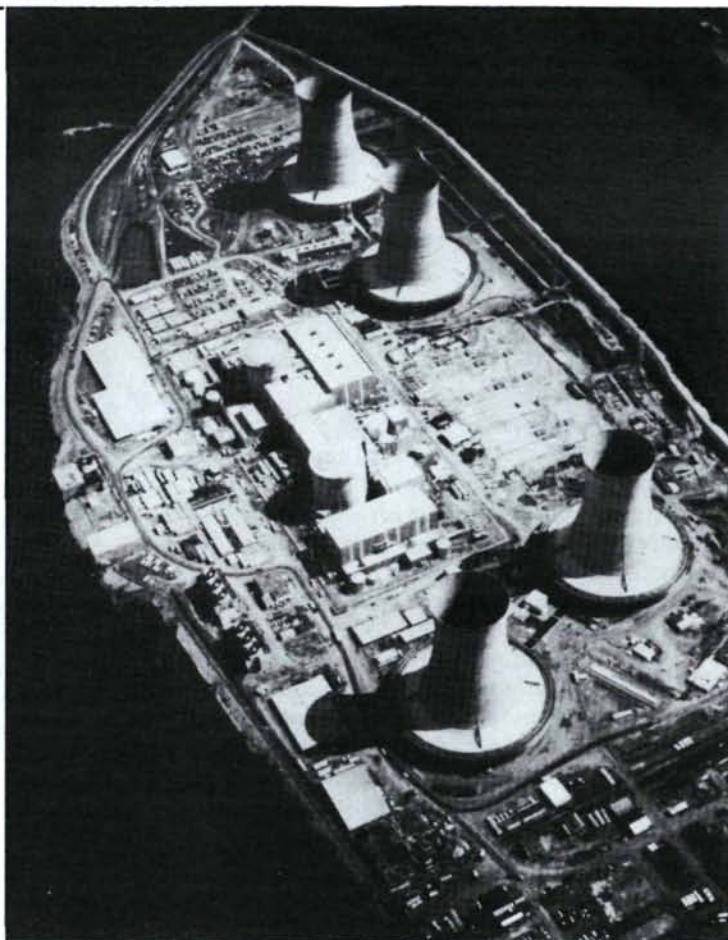


Centrale nucléo-électrique de Three Mile Island (Pennsylvanie). Là s'est produit l'accident de réacteur nucléaire le plus grave à ce jour. La centrale sert maintenant de laboratoire pour l'étude des effets possibles de ce genre d'accident. Entre autres constatations importantes, on a remarqué que les structures et processus physiques passifs limitent considérablement les rejets de matières radioactives vers l'extérieur. (Photo: AIF, Inc.)

Réévaluation des rejets radioactifs: Révision du terme source

par Morris Rosen et Michael Jankowski



L'accident survenu en 1979 à la centrale de Three Mile Island (TMI-2) a stimulé la recherche et l'exploitation de la meilleure information technique en vue de l'évaluation des rejets de matières radioactives résultant des accidents hypothétiques graves de réacteurs industriels à eau légère. On a étudié plus spécialement le comportement du radioiode en cas d'accident, car ce nucléide est considéré comme un des principaux agents de contamination du public. Aussi, les procédures réglementaires d'analyse des accidents lui accordent-elles actuellement une grande importance.

Cela dit, la réglementation en vigueur a été mise en question au cours des quelques dernières années. En effet, les résultats des expériences et des analyses les plus récentes semblent montrer que, d'une façon générale, les quantités de radioactivité qui se dégagent au cours d'un accident grave seraient inférieures aux estimations sur lesquelles se fondent les règlements actuels.

Il est probable que l'enquête sur l'accident de TMI-2 permettra de mieux comprendre encore les phénomènes qui accompagnent un accident grave et facilitera l'étude des dispositions à prévoir dans la réglementation et dans les procédures d'autorisation d'exploiter pour tenir compte de l'éventualité d'un tel accident.

Le dossier de TMI-2

On sait depuis peu que le cœur du réacteur TMI-2 a été beaucoup plus endommagé par l'accident qu'on ne l'avait pensé tout d'abord. Malgré les dommages subis par le cœur et, ultérieurement, par la centrale, les conséquences de l'accident demeurent inchangées — la cuve à pression du réacteur est restée intacte, le bâtiment de confinement a conservé son intégrité, les rejets de radioactivité dans l'environnement ont été minimes, de même que les dégagements d'aérosols à l'intérieur de la centrale pendant l'accident.

La plus récente évaluation des dommages subis par le cœur indique que le tiers supérieur du cœur s'est vidé et que jusqu'à 20% de son contenu est tombé au fond de la cuve du réacteur.

En outre, on trouve parmi les débris du cœur toute la gamme des dégâts que peuvent subir les barres de combustible: rupture de gaine localisée, dissolution totale de la gaine, fragmentation du combustible et fusion. Au cours de l'accident, les températures de la moitié supérieure du cœur ont atteint les points de fusion des divers composants du combustible (jusqu'à 2800°C) et une partie des gaines s'est fragilisée sous l'effet de l'oxydation résultant de l'accroissement de la température. Une partie des produits fondus, com-

M. Rosen est directeur de la Division de la sûreté nucléaire, dont M. Jankowski fait partie.

prenant des matériaux de structure et du combustible, ont coulé et se sont resolidifiés dans les parties basses du cœur.

La découverte récente de grands morceaux remaniés provenant du cœur et reposant sur le fond de la cuve du réacteur semblent indiquer que le cœur s'est surchauffé, a fondu et s'est effondré. Il est maintenant probable que l'on ne retrouvera pratiquement aucun assemblage combustible intact.

On a fait, par ailleurs, de nombreuses évaluations de la quantité d'hydrogène produite par les réactions métal-eau. On estime actuellement qu'environ 50% du zircaloy contenu dans le cœur s'est oxydé, générant ainsi quelque 460 kilogrammes d'hydrogène. Les relevés de température et de pression en fonction du temps et en divers points ont été examinés et collationnés avec les manifestations physiques de la forte surchauffe, notamment les traces de brûlure des matériaux. Cette information est maintenant utilisée pour mettre au point des codes informatiques pour l'analyse des phénomènes provoqués par l'hydrogène.

On a relativement peu de renseignements sur le transport et le dépôt des produits de fission autres que les gaz nobles dans l'enceinte de confinement du réacteur, car ces produits ne se sont diffusés qu'en faible quantité dans l'atmosphère de l'enceinte, et ceci bien que plus de 20% de l'iode et plus de 50% du césium se soient échappés du circuit primaire. La plupart de ces radionucléides ont été retrouvés dans le sous-sol. Si l'on a correctement évalué la quantité de débris du cœur qui se trouve dans le fond de la cuve, il est peu probable que l'on recontre de grandes quantités de matériaux du cœur dans les circuits de refroidissement. Les efforts portent actuellement sur l'exploration gamma du système calorimètre du réacteur pour déterminer si d'importantes quantités de combustible ne s'y seraient pas néanmoins déposées. Or, on n'en a pas encore découvert, ce qui prouve la validité, mais aussi les limitations, des conceptions actuelles relatives aux accidents de référence.

Terme source pour les accidents de référence

Dès les débuts du nucléaire, le terme source a été reconnu comme un très important facteur dans la conception de certains dispositifs de sûreté et dans les évaluations de la sûreté, notamment pour le calcul du risque. La formule «terme source» désigne tout simplement les matières radioactives qui se dégagent au cours d'un accident nucléaire. Dans l'usage actuel, elle est synonyme de «rejet de produits de fission», «rejet accidentel» ou autres expressions semblables.

Malgré son importance de ce fait, le terme source n'est pas intervenu au niveau des règlements pour des raisons technologiques, notamment la connaissance insuffisante des processus physiques et chimiques qui ont lieu à mesure que se déroule la suite complexe des événements qui constituent l'accident. On s'est contenté d'élaborer des hypothèses prudentes, non mécanistes, que l'on a ensuite incorporées à la réglementation. Ces hypothèses ont toujours cours.

L'une des plus importantes souligne que les dégagements de radioiode sont particulièrement dangereux, car ce radionucléide est volatil et se concentre dans la thyroïde.

Méthode actuelle d'évaluation de la sûreté

Couramment, l'évaluation de la sûreté d'une centrale nucléaire comporte l'analyse des réponses de l'installation aux perturbations hypothétiques des variables d'exploitation et aux défauts de fonctionnement ou pannes hypothétiques du matériel. Cette analyse aide à déterminer les spécifications pour l'étude des composants et systèmes.

Dans un accident de référence, le terme source correspond aux conditions hypothétiquement les plus graves. Dans le cas de l'iode, le terme source a été fixé à un niveau très prudent, afin de ménager une bonne marge de sécurité. On a cherché ainsi à compenser les incertitudes des analyses et les omissions délibérées destinées à simplifier les analyses de routine relatives aux permis d'exploitation. C'est ainsi, par exemple, que tous les produits de fission non gazeux autres que l'iode sont exclus du terme source.

Les accidents de référence sont destinés en principe à faciliter l'étude et l'évaluation des divers systèmes et matériels en rapport avec la sûreté et peuvent comporter un large éventail d'hypothèses quant aux rejets de produits de fission. Les accidents de référence qui comportent le rejet d'importantes quantités de produits de fission prévoient:

- des rejets de radioactivité normalement contenue dans le circuit primaire;
- des rejets de radioisotopes présents dans l'espace entre le combustible et sa gaine;
- des rejets de radioactivité postulés pour les analyses de sites (perte de fluide de refroidissement) provenant du combustible et s'ajoutant aux deux sources ci-dessus.

En d'autres termes, les accidents de référence ont été étudiés de façon à grouper les conditions les plus plausibles que l'on puisse prévoir ou postuler, dans un ensemble dont les limites sont jugées très prudentes. De la sorte, sans être pour autant représentatifs de situations à prévoir ou réellement possibles, ils sont considérés comme englobant toutes les possibilités d'accident plausibles.

Correction possible du terme source

La conception non mécaniste actuelle de l'accident de référence ne permet guère d'y apporter les corrections nécessaires pour tenir compte de l'expérience acquise et des résultats spécifiques de la recherche concernant tel aspect d'un rejet de produits de fission. Pour pallier cet inconvénient, on pourrait analyser les accidents hypothétiques d'un point de vue mécaniste.

Cette approche exigerait que soient spécifiés les paramètres importants et les conditions environnementales qui déterminent le rejet et le comportement des produits de fission, notamment les pressions, les températures, le moment du rejet, le potentiel d'oxydation, les réactions chimiques et la granulométrie des particules.

Pour préciser ces données sur les causes et l'environnement physique et chimique du rejet hypothétique, il faut aussi que la suite des événements soit bien spécifiée. Comme la composition du mélange de produits de fission rejeté peut varier en fonction du cœur, du circuit primaire et de la nature du confinement, il conviendrait d'étudier une grande variété d'accidents pour pouvoir faire une estimation réaliste du terme source.

L'étude de sûreté du réacteur

C'est à l'occasion de l'étude de la sûreté d'un réacteur, entreprise par la Commission de réglementation nucléaire des Etats-Unis et publiée en 1975, que l'on a recouru pour la première fois à des méthodes d'évaluation quantitative pour établir la suite des événements nécessaires à la détérioration du cœur et calculer la probabilité d'une telle suite d'événements.

La conclusion de cette étude est que le risque dû à un accident de réacteur est faible et que l'accident qui sert à le déterminer est plus grave encore que le plus grave accident plausible. Un tel accident comporte non seulement la fusion du cœur, mais aussi la défaillance du confinement, ultime obstacle au dégagement de matières radioactives dans l'environnement.

L'étude utilise des estimations génériques limitatives pour les rejets de radionucléides, ce qui présente le grand inconvénient de ne pas permettre d'améliorations systématiques, car l'atténuation du terme source dépend fortement des processus physiques réels de tel accident dans telle centrale. Un examen indépendant des mérites et des limitations de cette étude a mené à la conclusion générale que les marges d'incertitude des valeurs absolues utilisées sont considérables et qu'il faut donc être prudent quand on recourt aux méthodes en question.

Malgré ces incertitudes, le calcul probabiliste du risque intervient, et devrait toujours intervenir dans l'évaluation de la sûreté et dans la procédure d'autorisation d'exploiter. Les valeurs numériques du terme source calculées dans l'étude sont utilisées et fréquemment prises comme référence, car il n'en existe pas d'autres.

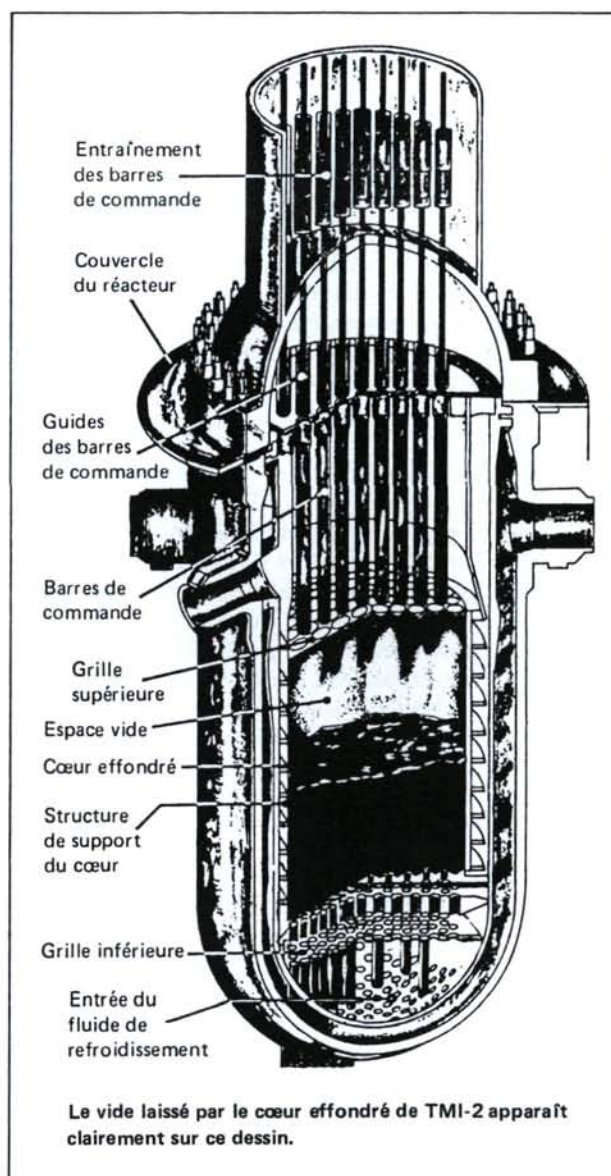
Réévaluation du terme source

L'accident survenu le 28 mars 1979 à la centrale de Three Mile Island a mis en lumière la validité et les limites de la conception actuelle des accidents de référence.

D'une part, les spécifications actuelles (faibles pertes au niveau de l'enceinte de confinement, aspersion de cet espace avec des additifs agissant sur le pH) ont assuré une bonne protection contre des accidents dont les conditions (grave endommagement du cœur en particulier) excédaient la base de conception. D'autre part, les limitations actuelles du système de sûreté en cas d'accident excédant en gravité les conditions prévues dans la base de conception sont mises en évidence par la rétention de la plupart des produits de fission (l'iode en particulier) par les filtres du bâtiment annexe, par le transfert dans ce bâtiment des liquides fortement radioactifs recueillis par le puisard de l'enceinte de confinement, et par l'insuffisance des moyens existant dans le bâtiment annexe et dans celui où se fait la manipulation du combustible pour faire face aux niveaux élevés d'activité.

Depuis l'accident de TMI-2, plusieurs études ont été faites dans le monde pour réévaluer le terme source en se fondant sur les résultats de travaux expérimentaux et analytiques et sur la pratique.

Aux Etats-Unis, ce sont les Battelle Columbus Laboratories, les Sandia National Laboratories, l'Oak Ridge National Laboratory — tous sous les auspices de la Commission de réglementation nucléaire — et le Programme pour l'étude des accidents de réacteurs financé par l'industrie nucléaire des Etats-Unis, qui se



sont le plus occupés de cette question. Ils ont analysé le déroulement de plusieurs accidents analogues à celui de TMI-2 dans le cas de diverses centrales de conception américaine.

En Europe, plus précisément en République fédérale d'Allemagne, une analyse a été faite de certaines séquences de l'accident appliquées au réacteur à eau sous pression de 1300 mégawatts. Dans tous ces cas, les rejets calculés étaient minimes. Toutefois, il est difficile de comparer ces résultats à ceux des études faites aux Etats-Unis, car les enceintes de confinement sont très différentes quant à leur conception.

Des études ont aussi été faites dans d'autres pays. Au Royaume-Uni, on a beaucoup étudié le terme source dans le cas d'accidents hypothétiques graves du réacteur à eau sous pression de 1300 mégawatts de Sizewell. En France, les travaux ont porté sur les réacteurs à eau sous pression et, au Danemark, c'est le modèle suédois de réacteur à eau bouillante qui a fait l'objet de l'analyse. Par ailleurs, de nombreux autres pays ont fait des expériences pour obtenir des résultats complémentaires

et ont mis au point des méthodes d'analyse utilisables dans le cadre des études d'ensemble des accidents et du terme source.

Récemment, trois synthèses de l'état des connaissances sur le terme source ont été publiées aux Etats-Unis: un rapport du Comité spécial de la Société nucléaire américaine, un rapport du Programme de l'industrie pour l'étude des accidents de réacteurs, et un rapport du Groupe d'étude de la Société américaine de physique passant en revue les programmes patronnés par la Commission de réglementation nucléaire. Longuement attendu, le rapport de cette commission sur la question devait paraître en août 1985.

Bilan des travaux à ce jour

On peut tirer quelques conclusions générales d'un résumé des résultats des travaux les plus récents qui ont été publiés. Tout d'abord, on a une fois de plus la confirmation que le risque que présentent pour le public les accidents nucléaires les plus graves, en particulier ceux qui impliquent un rejet d'iode, serait sensiblement moindre que ne le prédisaient les précédentes analyses fondées sur les anciennes valeurs hypothétiques du terme source. Cette conclusion s'appuie sur l'étude de nombreux accidents montrant que les rejets de produits de fission sont probablement sensiblement inférieurs aux quantités calculées lors de précédentes analyses.

Cette réduction d'ensemble tient à trois raisons principales:

- la constatation que les enceintes de confinement des réacteurs sont plus résistantes qu'on ne le supposait et que leur défaillance éventuelle intervient plus tardivement;
- inclusion, dans les méthodes d'analyse, de modèles de phénomènes physiques et chimiques auparavant négligés qui favoriseraient la rétention des produits de fission;

- inclusion, dans les analyses, de sites complémentaires (bâtiment annexe, bassins remplis d'eau) ayant un pouvoir de rétention des radionucléides supérieur à ce que l'on supposait.

La seconde conclusion, et la plus significative, est que les séquences de l'accident et les caractéristiques spécifiques de l'installation jouent un rôle très important dans l'évaluation du terme source. Il a été démontré que les résultats de l'analyse de diverses séquences rapportées à plusieurs centrales ne peuvent être mutés d'une centrale à l'autre sans un examen attentif des particularités de la conception des systèmes, de la conception et du choix des composants, et des détails de structure.

Il s'ensuit qu'il est impossible de définir le terme source de réacteurs à eau légère à l'aide d'un seul tableau de valeurs numériques. La façon dont l'information fondamentale et générique pourrait et devrait être utilisée lors de l'application pratique du terme source reste à déterminer. Il est évident, néanmoins, qu'il conviendrait d'apporter quelques modifications à la planification et à l'exécution des mesures d'intervention en cas d'urgence, ainsi qu'au calcul probabiliste du risque. Il n'est pas moins évident qu'une meilleure compréhension des rejets de produits de fission lors d'accidents hypothétiques comportant une grave détérioration du cœur modifie considérablement l'idée que l'on se fait de ces accidents.

En particulier, de meilleures évaluations du terme source fondées sur divers accidents concevables et sur diverses possibilités d'intervention permettent d'inclure la gestion des accidents dans le cadre général de la sûreté opérationnelle. On peut commencer à éliminer progressivement les pratiques conservatrices et les hypothèses non fondées sur la réalité physique que l'on a utilisées pour compenser l'omission d'effets véritables. Les bureaux d'étude, les exploitants et les responsables de la réglementation auraient ainsi la possibilité d'accorder encore plus d'attention à la recherche de méthodes plus efficaces.

Octobre 1985:

Colloque international sur le terme source

Quelque vingt-cinq Etats Membres de l'AIEA et organisations intéressées ont désigné des représentants au Colloque sur l'évaluation du terme source dans le cas des situations accidentelles qui aura lieu aux Etats-Unis du 28 octobre au 1er novembre 1985.

Le colloque est organisé à Columbus (Ohio) par l'AIEA en collaboration avec la Commission de réglementation nucléaire des Etats-Unis et les Battelle Columbus Laboratories. Cette rencontre internationale, prévue pour faire un bilan des résultats et des conclusions de la réévaluation et de la recherche en cours, devrait contribuer à rectifier les estimations des rejets de radionucléides dans le cas des accidents hypothétiques pouvant survenir dans les centrales nucléaires.

Le colloque étudiera notamment les questions suivantes:

- Dégagements de radionucléides et génération d'aérosols à l'intérieur de la cuve du réacteur
- Transport et rétention dans le circuit de refroidissement
- Rejet de radionucléides et génération d'aérosols à l'extérieur de la cuve
- Rétention et comportement des produits de fission et des aérosols dans l'enceinte de confinement
- Rejet de produits de fission à l'extérieur de la centrale, et performance et évaluation des systèmes de sauvegarde.

Des tables rondes sont prévues pour faire la synthèse des connaissances actuelles sur les charges et la réponse de l'enceinte de confinement résultant de situations accidentelles excédant les conditions de l'accident de référence, y compris la génération et la maîtrise de l'hydrogène; sur les problèmes techniques non résolus et sur les besoins de réglementation.