

Sûreté nucléaire

ISBN 978-92-64-99009-8

## **Avis techniques du CSIN**

N° 9

*EPS de niveau 2 des centrales nucléaires*

© OCDE 2007  
NEA n° 5353

AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE  
ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DÉVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES

## ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DÉVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES

L'OCDE est un forum unique en son genre où les gouvernements de 30 démocraties œuvrent ensemble pour relever les défis économiques, sociaux et environnementaux que pose la mondialisation. L'OCDE est aussi à l'avant-garde des efforts entrepris pour comprendre les évolutions du monde actuel et les préoccupations qu'elles font naître. Elle aide les gouvernements à faire face à des situations nouvelles en examinant des thèmes tels que le gouvernement d'entreprise, l'économie de l'information et les défis posés par le vieillissement de la population. L'Organisation offre aux gouvernements un cadre leur permettant de comparer leurs expériences en matière de politiques, de chercher des réponses à des problèmes communs, d'identifier les bonnes pratiques et de travailler à la coordination des politiques nationales et internationales.

Les pays membres de l'OCDE sont : l'Allemagne, l'Australie, l'Autriche, la Belgique, le Canada, la Corée, le Danemark, l'Espagne, les États-Unis, la Finlande, la France, la Grèce, la Hongrie, l'Irlande, l'Islande, l'Italie, le Japon, le Luxembourg, le Mexique, la Norvège, la Nouvelle-Zélande, les Pays-Bas, la Pologne, le Portugal, la République slovaque, la République tchèque, le Royaume-Uni, la Suède, la Suisse et la Turquie. La Commission des Communautés européennes participe aux travaux de l'OCDE.

Les Éditions de l'OCDE assurent une large diffusion aux travaux de l'Organisation. Ces derniers comprennent les résultats de l'activité de collecte de statistiques, les travaux de recherche menés sur des questions économiques, sociales et environnementales, ainsi que les conventions, les principes directeurs et les modèles développés par les pays membres.

*Cet ouvrage est publié sous la responsabilité du Secrétaire général de l'OCDE. Les opinions et les interprétations exprimées ne reflètent pas nécessairement les vues de l'OCDE ou des gouvernements de ses pays membres.*

### L'AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

L'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) a été créée le 1<sup>er</sup> février 1958 sous le nom d'Agence européenne pour l'énergie nucléaire de l'OECE. Elle a pris sa dénomination actuelle le 20 avril 1972, lorsque le Japon est devenu son premier pays membre de plein exercice non européen. L'Agence compte actuellement 28 pays membres de l'OCDE : l'Allemagne, l'Australie, l'Autriche, la Belgique, le Canada, le Danemark, l'Espagne, les États-Unis, la Finlande, la France, la Grèce, la Hongrie, l'Irlande, l'Islande, l'Italie, le Japon, le Luxembourg, le Mexique, la Norvège, les Pays-Bas, le Portugal, la République de Corée, la République slovaque, la République tchèque, le Royaume-Uni, la Suède, la Suisse et la Turquie. La Commission des Communautés européennes participe également à ses travaux.

La mission de l'AEN est :

- d'aider ses pays membres à maintenir et à approfondir, par l'intermédiaire de la coopération internationale, les bases scientifiques, technologiques et juridiques indispensables à une utilisation sûre, respectueuse de l'environnement et économique de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques ; et
- de fournir des évaluations faisant autorité et de dégager des convergences de vues sur des questions importantes qui serviront aux gouvernements à définir leur politique nucléaire, et contribueront aux analyses plus générales des politiques réalisées par l'OCDE concernant des aspects tels que l'énergie et le développement durable.

Les domaines de compétence de l'AEN comprennent la sûreté nucléaire et le régime des autorisations, la gestion des déchets radioactifs, la radioprotection, les sciences nucléaires, les aspects économiques et technologiques du cycle du combustible, le droit et la responsabilité nucléaires et l'information du public. La Banque de données de l'AEN procure aux pays participants des services scientifiques concernant les données nucléaires et les programmes de calcul.

Pour ces activités, ainsi que pour d'autres travaux connexes, l'AEN collabore étroitement avec l'Agence internationale de l'énergie atomique à Vienne, avec laquelle un Accord de coopération est en vigueur, ainsi qu'avec d'autres organisations internationales opérant dans le domaine de l'énergie nucléaire.

© OCDE 2007

Toute reproduction, copie, transmission ou traduction de cette publication doit faire l'objet d'une autorisation écrite. Les demandes doivent être adressées aux Éditions de l'OCDE [rights@oecd.org](mailto:rights@oecd.org) ou par fax (+33-1) 45 24 99 30. Les demandes d'autorisation de photocopie partielle doivent être adressées au Centre français d'exploitation du droit de copie (CFC), 20 rue des Grands-Augustins, 75006 Paris, France, fax (+33-1) 46 34 67 19, ([contact@cfcopies.com](mailto:contact@cfcopies.com)) ou (pour les États-Unis exclusivement) au Copyright Clearance Center (CCC), 222 Rosewood Drive Danvers, MA 01923, USA, fax +1 978 646 8600, [info@copyright.com](mailto:info@copyright.com).

*Couverture : GPU Nuclear Inc. (photo) et Pekka Pyy (dessin).*

## AVANT-PROPOS

Le Groupe de travail de l'AEN/CSIN\* sur l'évaluation des risques (WGRisk) a pour principale mission d'avancer dans la connaissance des études probabilistes de sûreté (EPS) et d'en développer les utilisations visant à préserver la sûreté des installations nucléaires et à améliorer l'efficacité des pratiques employées par les autorités de sûreté dans les pays membres.

À cette fin, le groupe de travail examine les différentes méthodologies permettant d'identifier les facteurs de risque et d'évaluer leur importance en s'intéressant principalement aux méthodes les plus abouties concernant les EPS de niveau 1, de niveau 2, les EPS relatives aux agressions internes et externes et aux états d'arrêt. Par ailleurs, il examine la maturité des méthodes EPS vis-à-vis de leur application le cas échéant à des problèmes en pleine évolution, comme la fiabilité humaine, la fiabilité des logiciels ou le vieillissement des installations.

Les avis techniques sont considérés comme l'un des produits les plus importants du WGRisk et, à ce titre, sont rédigés lors de la parution de tout nouveau rapport, de l'achèvement d'un atelier ou de la tenue de débats approfondis. Les avis techniques publiés récemment ont porté sur l'analyse d'événements fondée sur l'EPS, les EPS vivantes ainsi que la mise au point et l'utilisation des EPS temps réel dans les centrales nucléaires.

Le présent avis technique a pris comme point de départ les travaux accomplis pour la publication en 1997 d'un rapport sur la méthodologie de l'EPS de niveau 2 et la gestion des accidents graves [NEA/CSNI/R(97)11]. Cette étude décrivait de manière très détaillée l'état d'avancement de ces EPS à l'époque et évoquait les méthodes qui avaient été mises au point, les résultats des analyses effectuées sur différents types de centrales nucléaires de même que les stratégies de gestion des accidents graves. Le présent avis intègre également les informations recueillies lors d'ateliers internationaux organisés par l'AEN à Cologne en 2002, sur le thème des EPS de niveau 2, et à Aix-en-Provence en 2005, sur celui de l'évaluation des incertitudes liées aux accidents graves. La

---

\* CSIN : Comité de l'AEN sur la sûreté des installations nucléaires.

prochaine étape des travaux du WGRisk consistera à établir une mise à jour du rapport publié en 1997 qui lui sera annexée.

Le Secrétariat de l'AEN souhaite remercier particulièrement les principaux auteurs de cet avis, M. Charles Shepherd, responsable de cette activité pour le WGRisk, et M. Ming Ang, qui ont bien voulu consacrer à cet ouvrage leur temps précieux et leurs vastes connaissances

Que soient remerciés également Mark Leonard, Bernard Chaumont et Paul Boneham, pour avoir contribué à la préparation de ce texte, les membres du WGRisk et de GAMA qui ont relu et commenté les versions provisoires du document et Mike Evans à qui est revenu la tâche de relire la dernière version de l'avis.

## TABLE DES MATIÈRES

Avant-propos.....	3
Introduction.....	7
Contexte .....	8
Objectifs de l'EPS de niveau 2.....	10
Phénomènes d'accidents graves .....	11
Méthodologies des EPS de niveau 2 .....	14
Définition des états dégradés de l'installation (EDI) .....	15
Analyse du déroulement de l'accident .....	17
Modélisation des accidents graves .....	18
Analyse du comportement de l'enceinte de confinement.....	20
Quantification de l'EPS de niveau 2 .....	22
Étude du terme source .....	24
Avis d'expert.....	25
Incertitudes.....	26
Utilisation des EPS de niveau 2 pour la gestion des accidents graves .....	28
Commentaires .....	29
Conclusions .....	30
Références .....	32



## EPS DE NIVEAU 2 DES CENTRALES NUCLÉAIRES

### Introduction

L'étude probabiliste de sûreté (EPS) d'une centrale nucléaire est une démarche structurée et complète pour identifier des scénarios d'accidents et obtenir des estimations numériques du risque que l'exploitation de la centrale présente pour le public. Les résultats tirés des EPS servent ensuite, en complément des études déterministes, dans l'élaboration des décisions relatives à la sûreté des centrales.

Il existe normalement trois niveaux d'EPS :

- Les EPS de niveau 1 qui, partant d'un événement initiateur ou d'une agression interne ou externe menaçant la sûreté d'exploitation de la centrale, servent à établir les combinaisons de défaillance des systèmes de sûreté susceptibles d'entraîner l'endommagement du cœur. Ces EPS permettent d'obtenir une estimation de la probabilité de fusion du cœur et mettent en évidence les points forts et les faiblesses des systèmes de sûreté et les procédures accidentelles conçues pour éviter la fusion du cœur.
- Les EPS de niveau 2 qui modélisent les phénomènes susceptibles de survenir après l'amorce d'une détérioration du cœur, de compromettre l'intégrité du confinement et d'entraîner le rejet de matières radioactives dans l'environnement. L'étude tient compte de l'efficacité de la conception et des mesures de gestion des accidents graves qui peuvent limiter les effets de la fusion du cœur. Elle permet en outre d'obtenir une estimation de la probabilité et de l'importance d'un rejet de substances radioactives dans l'environnement.
- Les EPS de niveau 3 servent à modéliser les conséquences d'un rejet de substances radioactives dans l'environnement et fournissent une estimation des risques pour la santé publique et pour la société en général, tels que la contamination des terres et des aliments.

À ce jour, la plupart des centrales nucléaires dans le monde ont fait l'objet d'une EPS de niveau 1. Ces dernières années néanmoins, la tendance est à la généralisation des EPS de niveau 2 quelles que soient les filières de centrales nucléaires. Par contre, rares sont les centrales qui ont bénéficié d'une EPS de niveau 3.

L'EPS de niveau 2 propose une évaluation structurée des séquences accidentelles qui pourraient survenir après la détérioration du cœur qui permet de déterminer, parmi les phénomènes qui pourraient se produire, ceux qui sont le plus susceptibles d'entraîner la ruine ou le bipasse de l'enceinte de confinement et de provoquer un rejet de substances radioactives dans l'environnement.

Les résultats de l'EPS de niveau 2 peuvent servir à s'assurer que l'on a pris suffisamment de dispositions pour faire cesser l'endommagement du cœur à un stade précoce et ainsi éviter la ruine de la cuve du réacteur ou pour limiter les effets d'un accident grave si le processus d'endommagement du cœur se poursuit. Cette EPS fournit des indications sur la capacité de l'enceinte de confinement à limiter les conséquences en cas d'accident grave et sur la qualité des systèmes de gestion des accidents (systèmes de mélange, de recombinaison de l'hydrogène, igniteurs d'hydrogène, systèmes d'aspersion de l'enceinte et systèmes d'éventage-filtration) pour assurer l'étanchéité de l'enceinte de confinement et éviter un rejet important de substances radioactives dans l'environnement. Par ailleurs, les EPS de niveau 2 servent à identifier des mesures supplémentaires de gestion des accidents qui pourraient être adoptées pour atténuer encore les conséquences de la fusion du cœur (à l'intérieur comme à l'extérieur de la cuve du réacteur).

Les résultats des EPS de niveau 2 peuvent être comparés aux critères établis par la réglementation, comme la probabilité d'un rejet massif précoce de radioactivité (si de tels critères existent) pour obtenir une indication globale de la capacité des systèmes de sauvegarde et de l'enceinte de confinement à limiter les effets d'un accident grave. Les autorités civiles peuvent également s'en servir pour établir leurs plans d'urgence hors site.

La méthodologie des EPS de niveau 2 est désormais jugée comme ayant atteint sa maturité et constitue un élément essentiel de l'analyse de sûreté des centrales nucléaires dans le monde entier.

## **Contexte**

Étant donné le nombre d'EPS de niveau 2 effectuées sur des centrales nucléaires de conception différente, la démarche générale est assez au point. L'ouvrage cité en référence [1] propose une description de l'état de l'art en



matière d'EPS de niveau 2 en 1997, d'après les études effectuées sur 19 réacteurs à eau sous pression et réacteurs à eau bouillante. Ce rapport dresse un panorama des méthodes employées pour mener ces EPS de niveau 2 et décrit la façon dont elles ont été exploitées pour mettre au point des stratégies de gestion des accidents graves. Il contient également une comparaison des principales caractéristiques de l'étude NUREG-1150 de l'USNRC [2], de plusieurs exemples d'*individual plant examinations* (IPE) aux États-Unis ainsi que d'autres EPS réalisées à l'époque. Le document [3] décrit des EPS de niveau 2 plus récentes ou actuellement en cours. L'AIEA, de son côté, a proposé un guide pour réaliser des EPS de niveau 2 ainsi que des recommandations pour l'examen de ces EPS par l'autorité de sûreté – voir références [4] et [5] respectivement. Le présent avis technique se veut une introduction aux EPS de niveau 2.

Le concept des EPS de niveau 2 remonte au WASH 1400, l'étude de sûreté des réacteurs publiée en 1975 et connue sous le nom de Rapport Rasmussen. Depuis cette époque, la méthodologie et la qualité des EPS de centrales ont beaucoup progressé dans le monde entier. Nous décrivons ci-après les principales étapes de la mise au point de cette méthodologie ainsi que les enseignements qui en ont été tirés concernant la vulnérabilité des centrales aux accidents graves dans le cas des filières de réacteurs à eau légère.

L'analyse qui a été effectuée sur les centrales nucléaires de Zion et d'Indian Point (en 1981) a été effectuée par une méthode à la fois plus structurée et élargie que celle employée dans le WASH 1400 et a d'ailleurs utilisé la première génération du code d'analyse des accidents graves MARCH pour calculer les probabilités des séquences d'accidents graves. Les EPS qui ont été effectuées aux États-Unis et en Europe au début des années 80 s'inspirent largement de cette méthode. Toutefois, une étude indépendante prenant pour référence la centrale nucléaire de Biblis B a également été réalisée à cette époque. Elle a été effectuée en deux phases et a conduit à des études et recherches destinées à approfondir les phénomènes d'accidents graves ; par exemple, les premières expériences BETA furent réalisées pour valider le code WECHSL d'analyse des interactions entre le corium et le béton.

Dans l'étude NUREG-1150 effectuée sur des risques d'accidents graves à partir de cinq centrales de référence américaines, la méthodologie des EPS de niveau 2 a été considérablement améliorée [2]. Des arbres d'événements de très grande taille ont été construits (intitulés *accident progression event trees* – APET ou arbre de déroulement des accidents graves, ADAG, en français) et une analyse d'incertitudes portant sur l'intégralité de l'EPS a été effectuée. Le *source term code package* (STCP – système de code de calcul du terme source) a été adopté pour l'analyse des accidents graves et d'autres codes ont été mis au

point spécialement pour cette étude, notamment un code spécifique de calcul de terme source (XSOR) et un code de quantification des arbres d'événements (EVNTRE). Cette étude a coïncidé avec une intensification des activités de recherche sur les phénomènes susceptibles de se produire au cours d'un accident grave dont l'éjection du cœur fondu à haute pression, l'échauffement direct de l'enveloppe, la rupture par fluage des tuyauteries du circuit primaire ou des tubes de générateurs de vapeur ainsi que les rejets et le transport des produits de fission.

En 1988, l'USNRC a publié une *Generic Letter*, GL 88-20, consacrée à l'analyse de la vulnérabilité aux accidents graves de centrales particulières, qui a lancé la réalisation d'EPS de niveau 2 sur toutes les centrales des États-Unis. Toutefois, les méthodes utilisées pour mener ces évaluations et leur niveau de détail varient de manière significative. Certaines évaluations ont été effectuées par la méthode NSAC-159 de l'EPRI (qui s'apparente à la méthode traditionnelle d'EPS de niveau 1 dans la mesure où elle utilise une combinaison d'arbres d'événements et d'arbres de défaillance), avec le code MAAP (*modular accident analysis program*), tandis que d'autres se sont appuyées sur l'étude de référence appropriée figurant dans le rapport NUREG-1150. L'étude NUREG-1560, qui commente les résultats du programme IPE, observe que l'étude du comportement de l'enveloppe et les calculs du terme source effectués dans bien des IPE sont plus simplifiés que ceux que l'on pourrait attendre d'une EPS actuelle.

Les résultats de l'EPS de niveau 2 et des calculs de codes déterministes ont été employés pour élargir au domaine des accidents graves les procédures accidentelles qui, jusqu'alors, se limitaient aux situations de dimensionnement, et pour identifier des mesures de gestion des accidents graves pour atténuer les effets de ces accidents. L'accident survenu à la tranche 2 de Three Mile Island (TMI-2) en 1979 et les enseignements tirés des études d'accidents graves et des EPS de niveau 2 ont révélé qu'il était possible de maîtriser certains états hors dimensionnement de la centrale. La mise en place d'une gestion des accidents graves vise à se doter de moyens structurés pour limiter les conséquences d'accidents graves si les mesures préventives successives n'ont pas permis de rétablir le refroidissement du cœur. Cette méthode structurée exige une connaissance des faiblesses de l'installation qui peut être obtenue par une EPS de niveau 2 dédiée à l'installation.

## **Objectifs de l'EPS de niveau 2**

L'EPS de niveau 2 constitue le prolongement de l'EPS de niveau 1. En intégrant les spécificités de la centrale, elle permet de déterminer comment les séquences accidentelles ayant entraîné la fusion du cœur peuvent évoluer vers la

défaillance de l'enceinte et provoquer un rejet de substances radioactives dans l'environnement. Les principaux objectifs de l'EPS de niveau 2 sont les suivants :

- Obtenir des enseignements sur la façon dont se déroulent les accidents graves et identifier les points faibles de la centrale étudiée.
- Établir comment des accidents graves peuvent menacer l'intégrité de l'enceinte et identifier les principaux mécanismes de défaillance de l'enceinte.
- Évaluer les quantités de substances radioactives qui seraient rejetées dans l'environnement en fonction des différents types de séquences accidentelles.
- Évaluer la fréquence totale d'un rejet important de radioactivité dans l'environnement.
- Estimer l'impact, sur l'importance et la probabilité du rejet, des diverses sources d'incertitudes, notamment des hypothèses adoptées concernant les phénomènes, les systèmes et la modélisation.
- Constituer une base pour identifier les mesures de gestion de l'accident particulières à une centrale et évaluer leur efficacité.
- Constituer une base pour déterminer les recherches à réaliser et les classer en ordre de priorité afin de lever les incertitudes les plus importantes en termes de risque.
- Contribuer à la mise au point des plans d'urgence hors site.
- Alimenter le modèle de décision qui permet de prendre sans délai les mesures d'urgence hors site.

Par conséquent, il est nécessaire de réaliser une analyse intégrée fondée, si possible, sur des estimations possibles, hypothèses et données réalistes de sorte que les principaux résultats et enseignements ne soient pas indûment déformés par des hypothèses pénalisantes.

### **Phénomènes d'accidents graves**

Une EPS de niveau 2 suppose une analyse des interactions complexes entre les phénomènes physiques et chimiques susceptibles de survenir au cours de l'accident après la fusion du cœur. Cette analyse s'appuie sur les connaissances accumulées dans le cadre des nombreux programmes expérimentaux qui ont été entrepris au cours des 20 dernières années à la suite de l'accident de TMI-2. Ces programmes expérimentaux se sont accompagnés d'un travail intense de mise au point et de validation de codes de calcul. Ce savoir s'est enrichi des informations tirées d'un projet de collaboration internationale mené sous les

auspices de l'OCDE/AEN (connu, surtout en anglais, sous le nom de Vessel Investigation Project) et dont la finalité était d'étudier l'état final de la cuve du réacteur de TMI-2 ainsi que la configuration du lit de débris situé dans le fond inférieur de la cuve après l'accident.

La référence [1] contient un panorama des principaux phénomènes survenant lors des accidents graves. Ils sont normalement divisés en deux grandes catégories qui relèvent de : (i) l'analyse du déroulement de l'accident et du comportement de l'enceinte et (ii) l'étude du terme source (parfois appelée étude de rejet radioactif).

L'analyse du déroulement de l'accident répond à deux objectifs : (i) définir la chronologie des événements et (ii) identifier et évaluer les facteurs susceptibles de compromettre des barrières prévues pour empêcher le rejet de produits de fission dans l'environnement. Ces phénomènes sont notamment la production et la combustion d'hydrogène, la relocalisation des matériaux du cœur au cours de la phase en cuve de l'accident grave, les menaces pour la cuve du réacteur que représentent les matériaux du cœur fondu et les menaces pour l'enceinte de confinement qui sont susceptibles d'apparaître au cours de la phase hors cuve, notamment la suppression de l'enceinte de confinement et l'érosion du radier dans les réacteurs à eau légère.

L'étude du terme source consiste à étudier les phénomènes chimiques provoquant la formation et le rejet de substances radioactives pendant le déroulement de l'accident et le transport de ces substances depuis le combustible, vers l'enceinte puis dans l'environnement. Cette analyse exige une connaissance approfondie des formes chimiques et physiques des différentes espèces de radionucléides.

L'accident de Three Mile Island a déclenché des recherches internationales intensives sur les phénomènes d'accidents graves, axées notamment sur la compréhension des mécanismes de défaillance précoce de l'enceinte et sur le comportement du cœur fondu et des produits de fission à l'intérieur de l'enceinte au cours de cette phase précoce. C'est ainsi que de nombreux programmes expérimentaux ont été lancés pour mieux comprendre les phénomènes qui risquaient de se produire et pour recueillir des données utilisables à la fois pour mettre au point et valider des codes. On citera notamment les programmes de recherche financés par l'US NRC ainsi que les programmes IDCOR (*industry degraded core rulemaking*) entrepris sous l'égide de l'industrie américaine. Après l'étude NUREG-1150, l'Europe a elle-même lancé d'importants programmes de recherche (par exemple, le programme PHEBUS) qui ont été repris en grande partie dans des recherches en collaboration relevant des programmes-cadres de la CE. Plus récemment, il s'est agi surtout d'approfondir les phénomènes liés aux mesures de gestion des

accidents graves et de réduire l'incertitude concernant d'autres aspects phénoménologiques. Par exemple, les expériences à grande échelle entreprises dans le cadre du programme MACE pour étudier la possibilité de refroidir le cœur fondu doivent aider à mieux comprendre comment refroidir le cœur fondu hors de la cuve par injection d'eau.

De l'avis général, la connaissance de la phénoménologie des accidents graves a beaucoup progressé au cours des vingt dernières années, ce dont témoigne d'ailleurs le ralentissement progressif des recherches internationales. Aujourd'hui, les connaissances acquises sont jugées suffisantes pour résoudre certains aspects des accidents graves et notamment, la défaillance précoce de l'enceinte qui pourraient provoquer des projectiles produits par une explosion de vapeur dans la cuve (ce que l'on appelle généralement le mode  $\alpha$  de ruine de l'enceinte), l'échauffement direct de l'enceinte dans la plupart des types de réacteurs à eau sous pression ainsi que le percement du revêtement de la cuve de certains types de réacteurs à eau bouillante. Un projet de réseau thématique, EURSAFE, a été lancé sous les auspices du programme-cadre de la CE afin de rapprocher les avis des spécialistes sur les accidents graves et d'établir une structure pour élucider les principales incertitudes qui pourraient subsister. Ces recherches se poursuivent dans le cadre du réseau d'excellence SARNET sur les accidents graves du 6<sup>ème</sup> PCRD de la Commission européenne. Au niveau international, l'OCDE a lancé ou poursuit actuellement des projets de recherche en collaboration afin d'approfondir certains problèmes essentiels. Il s'agit notamment : (i) des programmes RASPLAV et MASCA d'étude expérimentale à grande échelle du comportement en cuve d'un bain de corium fondu, (ii) du programme MCCI qui concerne les interactions entre le cœur et le béton et la possibilité de refroidir les débris hors de la cuve et (iii) du programme SERENA sur les interactions entre le combustible et le réfrigérant. Les données d'expérience ainsi recueillies servent en outre à valider et à améliorer la modélisation des phénomènes. La référence [1] cite plusieurs études antérieures présentant l'état des connaissances sur certains aspects de la phénoménologie des accidents graves entreprises à l'OCDE. On trouvera également sur la page Web de l'OCDE/AEN une description des programmes actuels de l'OCDE, à l'adresse : <http://www.nea.fr/html/nsd/welcome.html>.

Il convient également de signaler que les EPS de niveau 2 fournissent un retour d'information précieux aux spécialistes de la recherche sur les accidents graves. Ainsi, les enseignements des EPS de niveau 2 ont, entre autres, incité à poursuivre et, par la suite, à mener à bien d'importantes recherches sur la combustion de l'hydrogène dans le monde entier pour résoudre le problème de la défaillance précoce de l'enceinte consécutive au phénomène de combustion de l'hydrogène.

## Méthodologie des EPS de niveau 2

Comme le montre l'ouvrage [1], il existe un consensus quant à la démarche générale à adopter pour réaliser une EPS de niveau 2. Cette dernière comporte normalement les étapes suivantes :

- Constitution et quantification des états dégradés de l'installation (EDI) qui constituent l'interface entre l'EPS de niveau 1 et l'EPS de niveau 2.
- Modélisation du déroulement de l'accident par un arbre d'événements.
- Analyse du comportement de l'enceinte.
- Quantification de l'arbre d'événements et classement des sorties de l'arbre en catégories de rejets.
- Analyse du terme source radiologique correspondant à ces catégories de rejets.
- Analyse des incertitudes et études de sensibilité.

Il y a toutefois des différences lorsque l'on considère le détail des analyses qui ont été menées jusqu'à présent. Ces différences concernent notamment le domaine de couverture de l'EPS de niveau 1 utilisée comme point de départ de l'EPS de niveau 2 (par exemple, le fait qu'elle recouvre ou non les agressions externes et traite des états d'arrêt ou à basse puissance) ; le nombre d'EDI définis, le nombre de nœuds et de sorties définis dans l'arbre d'événements ; le nombre de termes sources ou de catégories de rejets définis ainsi que les applications que l'on envisage pour l'EPS de niveau 2. En principe, ces différences n'auront aucun effet sur la qualité des résultats si l'on a approfondi suffisamment les facteurs influents l'évolution de l'accident dans les étapes individuelles et si ces informations sont correctement propagées à l'étape suivante.

Il convient de souligner que la réalisation d'étude déterministe de l'accident grave constitue une partie intégrante et importante de l'EPS de niveau 2 et qu'elle est d'ailleurs indispensable au processus d'élaboration d'une EPS de niveau 2 décrit ci-dessus. On effectue normalement une analyse préliminaire de l'accident grave pour pouvoir définir et formuler correctement les étapes énumérées ci-dessus, en particulier la classification des termes sources.

Il convient de noter par ailleurs que sont à l'étude actuellement de nouvelles approches pour utiliser les résultats des codes de calcul des accidents graves dans les EPS de niveau 2. Elles supposent de coupler un gestionnaire probabiliste de calculs à un code d'analyse déterministe des scénarios d'accident et offrent ainsi un cadre naturel dynamique pour traiter les principaux phénomènes physiques avec leurs incertitudes et les actions

exécutées par les opérateurs de conduite. Elles devraient par conséquent modifier l'usage qui est fait du jugement d'expert dans le processus d'analyse. Pour faciliter l'utilisation pratique de ces méthodes, il faudra résoudre un certain nombre de difficultés. À supposer que l'on dispose d'une modélisation de grande qualité de l'installation, ces difficultés vont des capacités de calcul considérables qui sont nécessaires pour exécuter plusieurs fois les codes d'analyse déterministe actuels, à la nécessité de développer des outils qui permettent de faire porter, en dynamique, les moyens d'analyse sur les scénarios importants du point de vue du risque (par un échantillonnage adaptatif intelligent), à l'obligation éventuelle de trouver de nouvelles interfaces pour assurer le couplage entre ces nouvelles EPS de niveau 2 et l'EPS de niveau 1 existante et, éventuellement, à la nécessité de traiter des phénomènes crédibles qui ne sont pas prévus dans les codes d'analyse déterministe utilisés aujourd'hui.

### **Définition des états dégradés de l'installation (EDI)**

L'EPS de niveau 1 permet d'identifier les séquences accidentelles conduisant à la fusion du cœur. Ces séquences être ensuite intégrées à l'EPS de niveau 2 pour étudier le déroulement de ces séquences. Étant donné le très grand nombre de séquences ainsi obtenues, il convient de les regrouper pour pouvoir procéder ultérieurement à l'analyse de la progression de l'accident. Ces regroupements, que l'on appelle « états dégradés de l'installation » (EDI), sont définis en fonction des caractéristiques susceptibles d'influer sur l'évolution de l'accident jusqu'à la perte d'intégrité du confinement et au relâchement de substances radioactives dans l'environnement. Les caractéristiques des états dégradés de l'installation que l'on a identifiées pour les réacteurs à eau sous pression sont normalement :

- Le type d'événement initiateur survenu (qui peut aussi bien être une panne d'un circuit resté intact ou un accident de perte de réfrigérant).
- La pression dans le circuit primaire en début de fusion du cœur.
- L'état des systèmes de sûreté (comme le circuit de réfrigération de secours du cœur) et des systèmes support (alimentation électrique et systèmes de refroidissement), le cas échéant, au début de l'endommagement du cœur et à mesure qu'il progresse.
- L'état des systèmes de protection et de mitigation des accidents de l'enceinte de confinement (et notamment l'état de l'enceinte elle-même, des systèmes de refroidissement et d'aspersion de l'enceinte, des systèmes de mélange, des recombineurs et des igniteurs d'hydrogène, et d'éventage de l'enceinte).

- L'intégrité de l'enceinte de confinement (enceinte intacte ; défaut d'isolement de l'enceinte, bipasse de l'enceinte dû à une rupture de tubes de générateurs de vapeur ou à une brèche sur un système situé à l'interface et qui se décharge à l'extérieur de l'enceinte ; fuite importante de l'enceinte ou encore défaillance de l'enceinte intervenue avant le début de l'endommagement du cœur et entraînant une fuite importante).

Les EDI constituent l'interface entre les EPS de niveau 1 et les EPS de niveau 2 et représentent les états initiaux et les conditions aux limites du déroulement de l'accident grave. Lorsque l'on procède à ce regroupement, on s'aperçoit souvent que des séquences accidentelles classées parmi les événements conduisant à une fusion du cœur dans l'EPS de niveau 1 ne conduisent pas en fait à la fusion du cœur (si l'on précise certaines hypothèses simplificatrices adoptées dans l'EPS de niveau 1) et qu'il convient de les éliminer.

L'analyse porte généralement sur 10 à 50 EDI pour la définition desquels on peut utiliser une vingtaine de variables. La référence [1] contient des exemples d'EDI, des variables employées pour les définir et de la procédure de regroupement adoptée pour les réduire à un nombre raisonnable se prêtant à l'analyse dans l'EPS de niveau 2. L'examen de quelques EPS de niveau 2 récentes réalisées dans le cadre du projet SARNET de la Commission européenne, a révélé une cohérence dans la démarche suivie à cet égard. Il existe quelques EPS pourtant où l'on a défini un nombre nettement supérieur d'EDI en s'appuyant sur un éventail plus vaste de variables et un système de regroupement plus fin.

Pour sélectionner le nombre initial d'EDI et les regrouper en un nombre gérable pour l'analyse au cours de l'EPS de niveau 2, on tient compte des similitudes dans le déroulement de la séquence d'accident grave prévue. On a donc normalement des EDI qui sont tous différents et pour lesquels on quantifie chaque fois un arbre d'événements.

La tendance actuelle consiste à élargir les EPS de niveau 2 aux défaillances survenant dans les états d'arrêt ou à basse puissance de la centrale, ce qui exige d'identifier d'autres variables et EDI pour tenir compte du niveau de puissance résiduelle, de l'ouverture ou non de la cuve du réacteur, de l'ouverture ou non de l'enceinte de confinement ainsi que de l'emplacement du combustible irradié, dans la cuve du réacteur ou dans la piscine de rechargement du combustible.



## Analyse du déroulement de l'accident

Au cours de cette partie de l'EPS de niveau 2, on modélise, pour chaque EDI, le déroulement de l'accident depuis l'endommagement du cœur jusqu'à ce que l'intégrité de l'enceinte de confinement soit menacée et jusqu'au rejet consécutif de substances radioactives. À cet effet, on utilise généralement un arbre d'événements appelé en anglais *containement event tree* (CET) ou *accident progression event tree* (APET) et, en français, arbre de déroulement des accidents graves (ADAG). Ces arbres d'événements doivent représenter tous les phénomènes physiques et chimiques qui pourraient survenir après un accident grave menaçant le confinement ou influencer sur le rejet de substances radioactives.

Les nœuds de l'arbre d'événements décrivent la chronologie de l'accident depuis la fusion du cœur jusqu'à la rupture de la cuve sous pression du réacteur puis la défaillance de l'enceinte à court et à long terme. La chronologie établie pour marquer les étapes importantes du déroulement de l'accident grave ainsi que les moments où surviennent d'importants changements dans le comportement du rejet de produits de fission recouvre généralement les phases suivantes :

- La phase située entre l'événement initiateur et le début de la détérioration du cœur.
- La phase située entre la détérioration du cœur et la défaillance de la cuve.
- La phase qui suit immédiatement la défaillance de la cuve.
- Une phase à plus long terme caractérisée par la présence hors de la cuve de matières provenant du cœur fondu.

Les nœuds de l'ADAG correspondent en général à des questions concernant la survenue ou non de phénomènes particuliers au cours de chacune des phases prises en compte dans l'analyse, et la récupération ou non des systèmes modélisés dans l'EPS de niveau 1, la réalisation des actions de gestion des accidents graves et la défaillance ou le bipasse de l'enceinte de confinement. Un découpage adéquat des différentes phases doit être défini de manière à pouvoir quantifier chaque événement.

La démarche courante consiste à définir une structure générale d'arbre d'événements qui comporte les mêmes phases et pose les mêmes questions pour chacun des EDI. Dans la réalité, toutefois, les arbres d'événements que l'on établira pour chaque EDI différeront par l'événement initiateur et les conditions aux limites. Les sorties des arbres d'événements définissent la séquence d'événements ainsi que l'état final du confinement. Nous examinerons de plus

près les regroupements des sorties à la section consacrée à l'étude du terme source. Il est moins fréquent, en revanche, d'utiliser des structures d'arbres d'événements qui soient propres à chaque EDI. Toutefois, on a vu employer une approche mixte, où un petit nombre d'arbres d'événements spécifiques à chaque EDI ont été définis pour compléter les arbres d'événements génériques. Il s'agit là d'un moyen commode pour lequel l'arbre générique est globalement inapplicable.

Deux méthodes de construction des arbres d'événements ont vu le jour : une démarche reposant sur des petits arbres d'événements où sont définis une dizaine, voire une trentaine de nœuds, ou une méthode utilisant de grands arbres d'événements (comme celle employée dans l'étude NUREG-1150) où l'on définit normalement plus d'une centaine de nœuds. Pour la quantification des petits arbres d'événements, il est courant de recourir à des sous-arbres (*decomposition event trees ou phenomenological fault trees* en anglais) de façon à permettre un traitement plus approfondi et transparent de l'événement de tête. Les informations contenues dans les deux types d'arbres d'événements sont en général cohérentes car une bonne partie des nœuds des grands arbres de déroulement des accidents sont également traités dans les sous-arbres utilisés pour quantifier les plus petits arbres d'événements du confinement.

Pour quantifier les arbres d'événements, on a besoin d'informations provenant de diverses sources, notamment des études d'accidents graves, des analyses du comportement de l'enceinte et des analyses du transport et des rejets de produits de fission. De même, des avis d'experts interviennent de manière plus ou moins formelle dans l'évaluation de l'incertitude associée aux phénomènes complexes (dans les études récentes).

### **Modélisation des accidents graves**

Les processus physiques et chimiques supposés déterminer le déroulement des accidents graves sont complexes et comportent généralement de multiples interactions simultanées entre phénomènes sur lesquelles il arrive que l'on possède peu ou pas de données expérimentales détaillées. D'où la nécessité d'une modélisation mathématique et d'une simulation informatique de ces mécanismes, avec une prise en compte des incertitudes.

Les codes de calcul employés pour l'analyse des accidents graves relèvent généralement de trois démarches :

- Les codes analytiques (codes modélisant des phénomènes distincts) qui fournissent une modélisation plus détaillée d'aspects particuliers de certains phénomènes ou d'une phase d'un accident grave. Par exemple, la modélisation détaillée des explosions de vapeur exige un traitement

mécanique de la décomposition du jet de corium au cours de la phase préalable au mélange, du déclenchement de l'explosion, de la phase de propagation et de la phase de dilatation avant la détonation thermique finale. L'objectif consiste à mettre au point des codes d'analyse pour les centrales nucléaires qui reflètent l'état des connaissances et concordent avec les données expérimentales disponibles.

- Les codes intégraux pour modéliser l'ensemble des phénomènes majeurs qui surviennent au cours de chaque séquence d'accident grave particulière. Ils réunissent dans un même code les modélisations des phénomènes thermohydrauliques et chimiques et des produits de fission dans le cœur, les circuits primaire et secondaire et l'enceinte de confinement. De par leur conception, ces codes peuvent être exécutés relativement vite et sont donc capables d'effectuer les nombreux calculs des différentes séquences d'accident grave obtenues pour les différents EDI. C'est pourquoi ils contiennent des modèles plus simples que les codes analytiques. Toutefois, l'évaluation des résultats fournis par ces codes exige souvent l'avis de spécialistes.
- Les codes paramétriques simples qui utilisent principalement les résultats des codes intégraux sous forme de paramètres et se prêtent à l'interpolation.

Depuis l'étude NUREG-1150, la mise au point de codes intégraux d'analyse des accidents graves pour modéliser le comportement complexe du cœur fondu ainsi que le transport et le rejet de produits de fission qui en résultent a considérablement progressé. Deux codes notamment sont largement utilisés dans les EPS de niveau 2 actuelles, le code MAAP (*modular accident analysis program*) et le code MELCOR. Ces deux codes ont été substantiellement validés (lors d'expériences intégrales et analytiques) et comparés dans le cadre d'exercices. À l'heure actuelle, la tendance est à utiliser ces codes intégraux pour effectuer le gros de l'analyse des séquences accidentelles et à recourir ensuite à d'autres codes ou à l'avis d'experts pour affiner l'analyse et obtenir une évaluation détaillée de certains phénomènes.

Globalement, les codes intégraux MAAP et MELCOR semblent avoir atteint le niveau de modélisation des accidents graves nécessaire pour comprendre le comportement d'ensemble de l'installation et prévoir les rejets potentiels de radioactivité dans l'environnement, ce dont témoigne le ralentissement des activités de développement des modèles depuis la fin des années 90. Les raffinements apportés aujourd'hui se limitent pour l'essentiel à résoudre les problèmes liés à la modélisation des mesures de gestion des accidents graves et à l'amélioration des performances des codes (grâce au retour d'expérience des utilisateurs). Les utilisateurs et les spécialistes reconnaissent

qu'il subsiste une incertitude significative sur certains phénomènes (incertitude épistémique), qui est évaluée au cours de l'analyse des incertitudes souvent intégrée aux EPS de niveau 2.

Plusieurs pays développent actuellement des codes de calcul d'accidents graves dont le code THALES (*thermal hydraulic analysis of loss-of-coolant, emergency core cooling and severe core damage code*) mis au point au Japon et le code ASTEC (*accident source term evaluation code*), fruit de la collaboration de l'IRSN en France et de GRS en Allemagne que l'on peut considérer comme un code européen pour de futures analyses des accidents graves.

Au niveau international, des études expérimentales et analytiques (y compris des exercices de comparaison) sont menées pour améliorer la fiabilité des prévisions obtenues avec les modèles intégrés aux divers codes de calcul des accidents graves.

### **Analyse du comportement de l'enceinte de confinement**

Il existe de nombreux modes de défaillance d'une enceinte de confinement. Deux d'entre eux, l'échec de l'isolement et le bipasse de l'enceinte, sont généralement modélisés dans l'EPS1, car ils concernent l'état du confinement en début de dégradation du combustible. Ces deux modes de défaillance sont intégrés à la définition des EDI. Pour les EDI où l'enceinte reste intacte, l'EPS de niveau 2 cherche à définir comment l'enceinte se comporterait si elle était exposée au chargement résultant des phénomènes physiques ou chimiques qui surviennent après la fusion du cœur et si son étanchéité pourrait être rompue. La référence [1] énumère les mécanismes compromettant la fonction de confinement ainsi que les modes de défaillance résultants. Il s'agit notamment :

- d'une surpression rapide (résultant d'une explosion de vapeur, d'une combustion d'hydrogène ou d'un échauffement direct de l'enceinte) ;
- d'une pressurisation lente (due à la production continue de gaz incondensables et de vapeur) ;
- de fortes températures dans l'enceinte à plus long terme ;
- du bipasse de l'enceinte consécutif à une rupture par fluage de tubes de générateurs de vapeur ;
- de l'impact d'un projectile (résultant d'événements dégageant beaucoup d'énergie dans l'enceinte) ;
- de la dépressurisation de l'enceinte sous l'effet de l'épuisement temporaire des gaz incondensables dans l'atmosphère de l'enceinte (due à l'ouverture du dispositif d'éventage, à une fuite non colmatée

ou à une combustion d'hydrogène) et suivie par la mise en service des systèmes de refroidissement de l'enceinte ;

- de l'érosion du radier et de la peau d'étanchéité de l'enceinte (au contact avec les matériaux du cœur fondu).

Dans les premières EPS de niveau 2, on utilisait un modèle à seuils pour caractériser la perte d'intégrité de l'enceinte. Ce seuil supposait que l'on définisse une pression, avec un intervalle d'incertitude, au-delà de laquelle la rupture massive de l'enceinte était censée se produire. La ruine catastrophique de la coque de l'enceinte était supposée survenir dans un intervalle de pressions étroit.

Plus récemment, des études approfondies de l'intégrité de l'enceinte ont été menées par des techniques de modélisation aux éléments finis fondées sur des expériences nombreuses sur des modèles à l'échelle de structures de confinement mises sous pression jusqu'à la rupture. Ces études ont montré que le scénario de fuite avant rupture était le plus probable et la fuite localisée le mode de défaillance le plus vraisemblable. Les mécanismes de défaillance prédominants dépendent des détails de conception de l'enceinte. Par exemple, dans les enceintes équipées d'une peau d'étanchéité, les mécanismes de défaillance peuvent être les suivants : (i) rupture de la peau d'étanchéité provoquée par l'interaction de la peau et de son système d'ancrage avec le béton dans des zones de fortes discontinuités d'épaisseur ou (ii) défaillance au niveau du tampon d'accès des matériels de l'enceinte. Dans le cadre d'un problème standard international consacré à l'intégrité de l'enceinte (PSI-48), l'AEN/CSIN a également étudié le comportement de structures d'enceintes réelles soumises à des chargements de pression et comparé les prévisions données par l'analyse au comportement mesuré. Ce PSI, effectué sur une maquette à l'échelle 1:4 d'une enceinte en béton précontraint construite et testée aux Sandia National Laboratories, consistait à prévoir le comportement de la structure en présence de chargements de pression et de chargements thermiques permanents et transitoires.

Pour parvenir à une évaluation plus réaliste du comportement de l'enceinte et des voies de rejet de radionucléides dans l'environnement, les EPS de niveau 2 les plus récentes prévoient une analyse du comportement de l'enceinte spécifique à la centrale considérée. Cette dernière repose sur une analyse structurelle destinée à déterminer la façon dont l'enceinte se comportera en présence des conditions de pression et de température envisageables et sur des critères dépendant du moment où la défaillance interviendra. L'analyse porte sur la conception effective de l'enceinte et tient compte des voies de fuite potentielles par les portes, les traversées, les étanchéités et autres zones de faiblesses potentielles. Elle permet d'identifier les différents modes de défaillance avec la taille des brèches correspondantes. Les résultats se

présentent sous forme de courbes de la fragilité de l'enceinte en fonction de la pression et de la température. À la fin de chaque période considérée, on évalue l'état de l'enceinte qui peut être soit (i) intacte avec le taux de fuite de dimensionnement normal, (ii) comporter une fuite plus importante ou (iii) présenter une défaillance majeure.

### **Quantification de l'EPS de niveau 2**

La phase suivante de l'EPS de niveau 2 consiste à quantifier l'analyse pour déterminer la fréquence des diverses séquences accidentelles identifiées lors de la construction des arbres d'événements. Les données nécessaires sont alors les fréquences des EDI fournies par les EPS de niveau 1 et les probabilités conditionnelles des points d'embranchement des arbres d'événements.

Suivant leur signification, les nœuds de l'arbre d'événements seront quantifiés différemment. On pourra donc rencontrer une défaillance d'un système de sûreté comme le système d'aspersion de l'enceinte qui sera quantifiée à l'aide d'arbres de défaillance, des défaillances structurelles de l'enceinte qui seront quantifiées avec un modèle de comportement de la structure et des phénomènes physiques dont la probabilité est fonction de la certitude de l'analyste quant à la possibilité de survenue du phénomène en question.

Tandis que les probabilités assignées représentent la conviction de l'analyste que l'événement X se produira dans l'intervalle de temps Y en présence d'un ensemble donné de conditions accidentelles, les valeurs numériques sont tirées d'un jugement fondé sur les sources d'informations disponibles. Pour rendre cette procédure plus transparente, on utilise des analyses avec des sous-arbres. Bien que cet aspect de la quantification paraisse subjectif, il est acquis comme faisant partie intégrante de la méthodologie des EPS.

La quantification des arbres d'événements doit également prendre en compte les interdépendances entre les nœuds des arbres d'événements qui peuvent découler des dépendances entre les systèmes support, des phénomènes susceptibles de se produire dans des intervalles de temps successifs et des actions des opérateurs dans le cadre de la gestion des accidents graves.

Parmi les réalisations récentes destinées à surmonter les obstacles actuels, on peut citer la méthodologie du nom de *risk oriented accident analysis methodology* (ROAAM) et le recours à des modèles physiques dans la méthodologie adoptée par l'IRSN en France pour réaliser les EPS de niveau 2 [2]. On s'efforce également de rattacher le poids affectés aux probabilités des branches des arbres d'événements aux connaissances récentes (incertitude épistémique). Pour les EPS de niveau 2, contrairement aux EPS de niveau 1, on

ne dispose pas de données sur des phénomènes qui ne se sont pas produits ni par voie de conséquence, de base de données incontestée sur laquelle fonder son jugement. De nombreuses EPS récentes reprennent encore les arguments de l'étude NUREG-1150 considérée depuis comme l'étude de référence. À l'heure actuelle, nous n'avons eu connaissance d'aucune initiative concertée en vue de produire des bases de données fondées sur une compréhension commune des phénomènes, même si quelques tentatives ont été amorcées dans ce sens dans les programmes-cadres de la Commission européenne. Il s'agissait notamment d'examen des données expérimentales et analytiques réunies concernant certains aspects phénoménologiques qui n'ont pas cependant été élargies aux probabilités utilisées dans les EPS de niveau 2. Toutefois, il faut reconnaître que l'on a beaucoup progressé dans la connaissance de certains phénomènes depuis l'étude NUREG-1150, et la qualité des EPS de niveau 2 en cours de réalisation devrait le démontrer.

La construction et la quantification des arbres d'événements supposent de traiter un nombre considérable d'états de la centrale et de l'enceinte. Pour ce faire, il existe un certain nombre de codes dont :

- Les codes mis au point spécialement pour la réalisation d'EPS de niveau 2 (comme EVNTRE développé pour l'étude NUREG-1150 et KANT réalisé par l'IRSN en France).
- Des codes d'EPS de niveau 1 capables de traiter des arbres d'événements et des arbres de défaillances et qui peuvent être également employés pour réaliser des EPS de niveau 2 (par exemple Risk Spectrum). L'intérêt est alors de pouvoir réaliser, avec le même logiciel, des EPS intégrées de niveau 1 et de niveau 2.

Les résultats quantitatifs de l'EPS de niveau 2 sont les fréquences des catégories de rejets définies dans l'analyse (avec les incertitudes sur ces fréquences s'il a été procédé à une analyse d'incertitudes). Toutefois, les résultats qui sont le plus couramment présentés sont la probabilité d'un rejet massif ou la probabilité d'un rejet massif précoce. « Massif » dans ce contexte signifie supérieur à une quantité donnée de substances radioactives souvent définie comme une fraction de l'inventaire radioactif du cœur et « précoce » dénote un rejet se produisant avant la mise en œuvre effective du plan d'urgence et des actions de protection hors site de sorte que l'on peut prévoir des effets sanitaires précoces. Ces résultats peuvent être comparés aux objectifs probabilistes définis pour ces situations (LRF, LERF) si la réglementation le prévoit. Cependant, il n'existe pas de consensus entre les pays membres quant à la nature exacte d'un rejet massif ou précoce.

## Étude du terme source

Étant donné le nombre important de sorties de l'arbre d'événements, il faudra les regrouper pour pouvoir passer de l'EPS de niveau 2 à l'analyse des conséquences réalisée dans le cadre de l'EPS de niveau 3. Ce classement comporte en général deux étapes distinctes. La première consiste à regrouper les sorties en fonction des phénomènes produisant le même terme source dans des catégories de termes sources et la deuxième, à regrouper les catégories de termes sources, en fonction de leurs conséquences sur l'environnement, en catégories de rejets. La répartition des catégories de termes sources en catégories de rejets repose sur la capacité de chaque terme source de produire des effets dommageables. Étant donné qu'il existe encore très peu d'EPS de niveau 2 ayant débouché sur des EPS de niveau 3, l'expression catégorie de rejets est normalement employée pour désigner le regroupement direct des sorties des arbres d'événements. On remarquera à cet égard qu'avec l'avènement des nouvelles filières de réacteurs présentant des caractéristiques de rejet différentes, on aura besoin d'analyses de niveau 3 plus explicites.

Les sorties des arbres d'événements sont classées en fonction de variables liées aux mécanismes de rejet, de rétention et de transport des produits de fission dans l'environnement à travers chacune des barrières principales. Ce classement permet de réaliser une analyse pratique du terme source pour chaque catégorie de rejet définie. Les principales variables prises en compte sont :

- Le moment du rejet.
- L'état de l'enceinte (Y a-t-il eu isolement de l'enceinte, défaillance de l'enceinte provoquant une aggravation des fuites ou créant une zone de fuite importante, percement du radier suite à l'infiltration avec le corium ?).
- La façon dont se déroule le rejet (éjection à haute pression de matière fondue, interaction entre le corium et le béton à sec, interactions entre le corium et le béton une fois le corium submergé).
- Les mécanismes d'élimination des produits de fission (aspersion de l'enceinte ou rétention dans l'enceinte secondaire ou le bâtiment réacteur).
- Présence d'une piscine de suppression de pression (réacteurs à eau bouillante).

Si l'on souhaite passer d'une EPS de niveau 2 à l'EPS de niveau 3, il convient de définir des variables supplémentaires qui peuvent recouvrir notamment la hauteur du rejet, ainsi que son énergie et sa durée.



Un terme source, c'est-à-dire la quantité et la durée du rejet de radionucléides, est affecté à chaque catégorie de terme source. Les termes sources employés dans l'étude NUREG-1150 ont été obtenus à l'aide du code paramétrique XSOR mis au point pour l'étude. Avec les progrès des codes intégrés de calcul des accidents graves, on produit aujourd'hui directement les termes sources correspondant à des séquences spécifiques dans les EPS de niveau 2. Dans ces codes, les principales espèces de radioéléments sont regroupées en fonction de leurs propriétés physiques et chimiques. Ces regroupements par défaut sont adoptés également dans les EPS. Ces termes sources peuvent être affinés pour y intégrer des aspects essentiels qui ne sont pas modélisés de façon explicite par les codes. Le traitement des termes sources correspondant à des événements survenant avec un fort dégagement d'énergie et la prise en compte de la formation d'iode organique qui peut jouer un rôle important pour la gestion des phases ultérieures de l'accident grave en sont des exemples représentatifs.

Dans certaines EPS, les estimations du terme source se résument aux gaz rares, aux groupes de l'iode et du césium car les rejets de ces substances donnent une indication des conséquences précoces et latentes sur la santé humaine. Sachant que d'autres éléments (et d'autres formes chimiques de ces éléments) peuvent modifier les conséquences hors site, la nécessité de comptabiliser minutieusement les différentes espèces de produits de fission dépend des objectifs et de la portée de l'EPS de niveau 2. La référence [8] contient une synthèse de la façon dont sont constituées les catégories de rejet et les termes sources correspondants dans des EPS de niveau 2 réalisées en Europe.

### **Avis d'expert**

Il arrive souvent, dans l'EPS de niveau 2, que l'on ne soit pas en mesure d'effectuer une analyse concluante ou qu'il subsiste des incertitudes phénoménologiques considérables à cause de lacunes de notre compréhension et de nos connaissances. C'est le cas s'il n'existe pas de consensus sur le sujet ni de données pertinentes ou si les données en question présentent une grande variabilité. L'analyse repose alors en partie sur le jugement d'experts ou la consultation de spécialistes.

Pour la réalisation de l'étude NUREG-1150, un mécanisme formel a été mis en place pour recueillir l'avis d'experts sur les problèmes jugés comporter l'incertitude la plus grande. Six réunions d'experts ont été organisées à cet effet (elles portaient sur les chargements en cuve et sur l'enceinte au début de l'accident, le comportement de la structure de l'enceinte, les interactions entre le béton et le cœur fondu et le terme source). La référence [1] en décrit le contexte. Cette démarche a consisté dans un premier temps à former les spécialistes à l'exercice, puis à réaliser l'exercice et enfin à regrouper les résultats.

Ce processus de consultation formalisé dont la finalité est de maîtriser les sources potentiellement importantes d'erreurs ou biais peut, si l'on souhaite l'exécuter intégralement, nécessiter des ressources importantes. Des méthodes moins formelles ont été généralement adoptées dans les récentes EPS de niveau 2. Sachant que l'obligation de procéder à une analyse formelle peut dépendre de l'analyse elle-même, le document NUREG/CR-6372 décrit deux méthodes de consultation plus ou moins structurées. (Bien que rédigée à propos de l'analyse du risque sismique, le propos de ce document est globalement suffisamment général pour pouvoir s'appliquer à une diversité de problèmes).

On a récemment entrepris de comparer des avis d'experts pour les EPS de niveau 2 lors d'un projet (BEEJT) relevant du Programme-cadre de la CE. Il s'agissait d'appliquer à différents problèmes cinq méthodologies structurées pour recueillir le jugement d'experts. Le premier exercice comprenait une prévision en aveugle sur une expérience de noyage du cœur fondu réalisée dans l'installation FARO et le deuxième, l'évaluation de la combustion de l'hydrogène lors d'un scénario de perte de l'alimentation extérieure de la centrale dans un REP de référence. L'étude était très centrée sur l'évaluation, en fonction de certains critères (possibilité d'appliquer ou de suivre les différentes phases des méthodes) des attributs de qualité des techniques employées pour recueillir l'avis des experts lors des deux activités faisant l'objet de la comparaison.

### **Incertitudes**

Les incertitudes sur les EPS de niveau 2 sont de deux ordres :

- Les incertitudes aléatoires qui résultent du caractère naturellement aléatoire des processus qui se déroulent au cours d'un accident grave. Ce type d'incertitude ne peut être ni réduit ni éliminé.
- Les incertitudes épistémiques correspondant à une mauvaise connaissance des processus survenant lors d'un accident grave. Ce type d'incertitude peut être réduit ou éliminé par une meilleure connaissance du sujet acquise grâce à des études et recherches.

Dans le cas de l'EPS de niveau 2, les incertitudes épistémiques se classent en trois types :

- Des incertitudes sur les paramètres intervenant dans les probabilités utilisées pour quantifier les arbres d'événements.
- Des incertitudes sur les modèles dues à une méconnaissance des phénomènes susceptibles de survenir au cours d'un accident grave ou à des simplifications ou inexactitudes dans le modèle.

- Des incertitudes dues à l'incomplétude de l'analyse au sens où des séquences accidentelles et phénomènes spécifiques associés à ces séquences n'ont pas été prises en compte. On peut réduire ce type d'incertitude en effectuant une expertise de l'analyse.

Dans une certaine mesure, l'EPS de niveau 2 traite directement les incertitudes puisque, au moment de la quantification, les probabilités des points d'embranchement des arbres d'événements sont établies en fonction de la certitude de l'analyste concernant certains événements compte tenu des incertitudes associées. De cette manière, la méthode des arbres d'événements employée dans l'EPS de niveau 2 peut être considérée comme un cadre adapté au traitement explicite des incertitudes sur les paramètres et les modèles. Plus récemment, la démarche ROAAM, propose une méthode structurée approfondie pour traiter les incertitudes épistémiques qui subsistent concernant divers aspects des accidents graves et a été d'ailleurs utilisée pour compléter les EPS de niveau 2. Sont également mises au point des méthodologies avancées, telles que les arbres d'événements dynamiques, pour traiter des incertitudes sur les événements stochastiques (voir référence [3]).

L'étude NUREG-1150 marque un tournant dans la méthodologie des EPS du niveau 2 car elle a inauguré l'analyse structurée des incertitudes, comme le souligne la référence [1]. Cette démarche n'a cependant trouvé que de rares applications. Dans la majorité des EPS de niveau 2, l'analyse des incertitudes se réduit pour l'essentiel à de simples études de sensibilité appliquées à l'analyse des arbres d'événements. Bien qu'il s'agisse d'un moyen pratique de tenir compte des incertitudes, les résultats des études de sensibilité n'ont toutefois aucune importance statistique si l'on considère l'ensemble de l'EPS de niveau 2.

Le calcul des incertitudes et l'évaluation de leur importance relative ont toujours été considérés comme un volet essentiel de la méthodologie des EPS même s'il existe diverses manières de procéder et si l'évaluation peut être poussée plus ou moins loin. Globalement, l'analyse des incertitudes doit servir dans les EPS à donner une mesure de l'imprécision des résultats de l'EPS (fréquences des EDI, fréquence des termes sources/rejets ou risques ultimes) et l'étude de sensibilité à identifier les principaux facteurs de cette imprécision. Bien que l'on dispose des outils et méthodes nécessaires pour réaliser cette analyse des incertitudes, le traitement de ces dernières, dans une EPS entière, mobilise beaucoup de moyens et n'est pas une opération simple. Au moment de choisir la méthode à employer pour cette analyse dans une EPS de niveau 2, il faudra tenir compte de la nature des incertitudes à traiter dans l'arbre d'événements accident grave et l'étude du terme source. Suivant l'importance de l'analyse des incertitudes dans l'EPS globale, le choix de la méthode dépendra également de la nécessité ou non d'assurer la compatibilité avec les autres composantes de l'EPS.

À l'évidence, la méthodologie a récemment progressé lors d'essais effectués pour traiter les incertitudes dans les EPS de niveaux 1 et 2 de manière systématique et intégrée. Les techniques avancées présentées dans les actes des ateliers mentionnés aux références [3] et [6] en témoignent. Les possibilités de ces méthodes sont testées sur plusieurs EPS (par exemple, la méthodologie des surfaces de réponse pour l'EPS de niveau 2 de l'IRSN et la méthodologie de KAERI [6] pour l'intégration formelle des incertitudes des EPS de niveau 1 et de niveau 2). Toutefois, il convient de reconnaître que la façon dont ces incertitudes seront traitées dans une EPS dépendra en fin de compte des objectifs et de la portée de cette dernière.

### **Utilisation des EPS de niveau 2 pour la gestion des accidents graves**

Les résultats de l'EPS de niveau 2 peuvent également servir à identifier les principaux facteurs de risque de même que les changements à apporter à la conception ou à l'exploitation pour réduire ce risque. Lors des décisions qui seront prises à cette occasion, il faudra tenir compte des incertitudes phénoménologiques importantes que comportent les EPS de niveau 2.

Les mesures de gestion des accidents graves recouvrent l'installation de matériels et la mise au point de procédures ou de consignes structurées décrivant les actions à entreprendre pour rétablir l'installation dans un état maîtrisé et atténuer les conséquences de l'accident. Parmi ces mesures, on compte :

- Les mesures préventives de gestion des accidents prises pendant le déroulement de la séquence accidentelle avant que l'on ne passe en condition d'accident grave. Ces mesures visent à éviter la détérioration du cœur et le bipasse de l'enceinte de confinement.
- Les mesures correctrices de gestion des accidents que l'on prend après la fusion du cœur et qui doivent servir à (i) éviter un accident conduisant à la rupture de la cuve du réacteur ou de l'enceinte et (ii) maîtriser le transport et le rejet de substances radioactives afin de limiter le plus possible les conséquences hors site.

Parmi les matériels adoptés pour atténuer les conséquences des accidents graves dans les centrales nucléaires, on retiendra :

- Les systèmes de gestion de l'hydrogène capables de maîtriser la quantité d'hydrogène présente dans l'enceinte après la fusion du cœur.
- Les systèmes d'événement-filtration de l'enceinte de confinement qui permettent d'éviter la surpression de l'enceinte à long terme.
- Les systèmes dédiés destinés à retenir et à refroidir les matériaux du cœur fondu hors de la cuve du réacteur.

Parmi les actions de gestion des accidents qui peuvent être entreprises, on retiendra :

- L'ouverture des soupapes de sûreté pour réduire la pression du circuit primaire et éviter l'éjection sous haute pression du cœur fondu hors de la cuve du réacteur.
- L'adjonction d'eau dans l'enceinte par n'importe quel moyen pour assurer un refroidissement une fois le cœur fondu hors du circuit primaire.

C'est grâce aux enseignements des EPS de niveau 2 et notamment aux connaissances acquises sur les faiblesses de centrales particulières en cas d'accident grave que l'on a mis au point des procédures adaptées à ce type d'accident ou des consignes structurées, que l'on nomme communément guides d'accident grave. Bon nombre des centrales nucléaires en exploitation dans le monde en sont désormais dotées notamment parce que les concepteurs de centrales nucléaires ont élaboré des consignes génériques. Ces moyens de gestion des accidents graves sont intégrés au système de gestion de crises qui doit indiquer clairement la répartition des responsabilités dans l'éventualité d'un accident grave. Les mesures de mitigation de l'accident doivent être compatibles avec le matériel, l'instrumentation et les aides au diagnostic dont disposent les équipes de conduite et leurs appuis techniques.

L'évaluation de la stratégie de rétention du cœur fondu en cuve dans les réacteurs à eau bouillante et dans l'APR1400 coréen ainsi que la stratégie de gestion de l'hydrogène conçue pour la centrale de Loviisa en Finlande [3, 6] témoignent de la façon dont les EPS de niveau 2 peuvent contribuer à la mise au point de la gestion des accidents graves.

### **Commentaires**

De nombreuses EPS de niveau 2 ont été effectuées ces dernières années et sont considérées désormais comme faisant partie intégrante de l'analyse des dossiers de sûreté des centrales nucléaires. On dispose d'un cadre cohérent pour réaliser ces études en suivant les étapes décrites précédemment. Toutefois, la façon dont ces étapes sont menées et le niveau de détail de l'analyse varient suivant les cas en partie en raison des objectifs particuliers fixés pour chacune de ces EPS de niveau 2. Des comparaisons approfondies des approches de modélisation adoptées pour réaliser des EPS en Europe ont permis de dégager certaines de ces différences (voir référence [7]). Quelques-unes d'entre elles ne pourront pas être éliminées simplement. De plus, certains sujets devraient être traités dans la norme que prépare l'American Nuclear Society sur les EPS de niveau 2. Parmi les activités futures qui devraient exiger de nouveaux efforts de

modélisation, deux d'entre elles qui concernent les filières de réacteurs actuelles, paraissent particulièrement importants :

- L'intégration de l'EPS de niveau 2 à des applications aux EPS vivantes et aux démarches d'information par le risque : cette intégration doit aboutir à un outil d'aide à l'exploitation et de hiérarchisation/justification des améliorations de la centrale, parmi lesquelles on compte les exigences accrues que représente l'augmentation de la puissance des centrales et l'utilisation de combustible à plus haut taux de combustion. Cet outil exigera de développer encore la modélisation de certains aspects des EPS de niveau 2, notamment le traitement des interfaces entre l'EPS de niveau 1 et l'EPS de niveau 2, la récupération des systèmes de sûreté et l'étude probabiliste de la fiabilité humaine (EPFH) qui devront être perfectionnées et plus cohérentes. L'EPS vivante de niveau 2 qui a été effectuée pour les réacteurs à eau bouillante de la centrale finlandaise d'Olkiluoto en est un exemple [3]. On notera que, dans la plupart des EPS de niveau 2, l'EPFH joue un rôle bien moindre que dans les EPS de niveau 1. Sachant quelle est l'importance du facteur humain dans les accidents et les risques d'accident, et compte tenu de la volonté d'évaluer l'efficacité des mesures de gestion des accidents graves, on peut prévoir que la mise au point et l'application des méthodes d'EPFH pour des EPS de niveau 2 prendront de l'importance.
- Le traitement formel des incertitudes de niveau 2, dont intégration des incertitudes de niveau 1 et de niveau 2 : la qualité d'une EPS destinée à faciliter les décisions tient à l'évaluation systématique de l'impact des principales incertitudes sur les résultats. Des modèles plus ou moins formalisés et élaborés ont été appliqués à des EPS de niveau 2 (voir référence [6]), qui vont de la simple étude de sensibilité à un traitement plus approfondi des incertitudes épistémiques et aléatoires par une démarche structurée comportant notamment la propagation de ces incertitudes. Il est considéré aujourd'hui comme prioritaire de mettre au point des guides d'application qui répondent aux exigences particulières des EPS de niveau 2.

## Conclusions

La principale conclusion de cet avis technique est que la méthodologie des EPS de niveau 2 est parvenue à maturité. En témoigne le nombre important d'analyses de grande qualité qui ont été effectuées ces dernières années et utilisées pour identifier les faiblesses potentielles des installations aux accidents graves ainsi que les mesures de gestion de ces accidents qui pourraient être adoptées.

L'EPS de niveau 2 est désormais considérée comme un élément essentiel de l'analyse de sûreté réalisée pour toutes les centrales nucléaires du monde entier. Les exploitants et les autorités de sûreté se servent des informations fournies par l'EPS de niveau 2 pour leurs décisions concernant l'exploitation des centrales, en particulier les différents aspects de la gestion des accidents graves.

Avec le développement de la méthodologie des EPS de niveau 2, un cadre cohérent s'est constitué. Des organisations internationales ont établi des guides concernant la réalisation de ces études. Dans la pratique toutefois, il existe des différences tant au niveau des méthodes employées que dans le niveau de détail de chacune des étapes des différentes analyses, cela en partie en raison de la variabilité des objectifs définis pour ces études. Bon nombre de ces différences devraient disparaître avec la rédaction de normes de qualité et de guides qui a été entreprise.

Le succès rencontré par la méthode depuis les premières études effectuées dans les années 80 s'explique en grande partie par les progrès importants de notre compréhension des phénomènes qui se produisent lors des accidents graves et des termes sources ainsi que par les avancées de la modélisation employée dans les codes actuels d'analyse intégrée des accidents graves. Les activités de recherche et de développement se sont poursuivies dans les instances internationales, bien qu'à moindre échelle, surtout pour enrichir nos connaissances et les bases de données indispensables à la validation et l'amélioration des modèles.

Les étapes futures consisteront à intégrer les EPS de niveau 2 aux EPS vivantes et les utiliser dans des applications reposant sur la démarche d'information par le risque. Ces progrès passeront par l'amélioration de la méthodologie des EPS de niveau 2 dans un certain nombre de domaines et notamment l'interface entre l'EPS de niveau 1 et l'EPS de niveau 2, la modélisation de la récupération des systèmes de sûreté et l'étude probabiliste de la fiabilité humaine.

L'incertitude épistémique est jugée très importante pour certains aspects de l'EPS de niveau 2. Étant donné son impact sur les décisions fondées en partie sur la démarche probabiliste, il faudra envisager également de traiter les incertitudes de manière plus intégrée.

Enfin, sachant le rôle qu'ont joué les codes intégrés d'accidents graves (fondés sur des recherches) dans le succès des EPS de niveau 2, il faudra orienter les activités futures de recherche et développement de sorte que ces codes puissent jouer un rôle plus central et intégré lors de la quantification des EPS. Ce qui devrait modifier (et très probablement réduire) la place des avis d'experts et de la modélisation des phénomènes dans les arbres d'événements au moment de la quantification.

## Références

- [1] *Level 2 PSA Methodology and Severe Accident Management*; NEA/CSNI/R(97)11; NEA/ CSNI (ed.); 1997.
- [2] *Severe Accident Risks: An Assessment of Five US Nuclear Power Plants*; NUREG 1150; USNRC; 1990.
- [3] *OCDE/CSIN International Workshop on Level 2 PSA and Severe Accident Management*; Cologne, Allemagne; 29-31 mars 2004.
- [4] *Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2)*; IAEA Safety Series No 50-P-8; IAEA; 1995.
- [5] *Regulatory Review of Probabilistic Safety Assessment (PSA) Level 2*; IAEA-TECDOC-1229; IAEA; juillet 2001.
- [6] *OECD/CSNI Workshop on Evaluation of Uncertainties in Relation to Severe Accidents and Level 2 PSA*; Aix-en-Provence, France; 7-9 novembre 2005.
- [7] *Towards Harmonisation of Level 2 Probabilistic Safety Assessment in Europe*; Post FISA 2006 Workshop; Luxembourg; 16 mars 2006.
- [8] *Overview of SARNET Progress on PSA 2 Topic, The First European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR)*; B Chaumont; Aix-en-Provence; 14-16 novembre 2005.



Le Secrétariat de l'AEN souhaite remercier particulièrement les principaux auteurs de cet avis, M. Charles Shepherd, responsable de cette activité pour le WGRisk, et M. Ming Ang, qui ont bien voulu consacrer à cet ouvrage leur temps précieux et leurs vastes connaissances

Que soient remerciés également Mark Leonard, Bernard Chaumont et Paul Boneham, pour avoir contribué à la préparation de ce texte, les membres du WGRisk et de GAMA qui ont relu et commenté les versions provisoires du document et Mike Evans à qui est revenu la tâche de relire la dernière version de l'avis.

## TABLE DES MATIÈRES

Avant-propos.....	3
Introduction.....	7
Contexte .....	8
Objectifs de l'EPS de niveau 2.....	10
Phénomènes d'accidents graves .....	11
Méthodologies des EPS de niveau 2 .....	14
Définition des états dégradés de l'installation (EDI) .....	15
Analyse du déroulement de l'accident .....	17
Modélisation des accidents graves .....	18
Analyse du comportement de l'enceinte de confinement.....	20
Quantification de l'EPS de niveau 2 .....	22
Étude du terme source .....	24
Avis d'expert.....	25
Incertitudes.....	26
Utilisation des EPS de niveau 2 pour la gestion des accidents graves .....	28
Commentaires .....	29
Conclusions.....	30
Références.....	32



## EPS DE NIVEAU 2 DES CENTRALES NUCLÉAIRES

### Introduction

L'étude probabiliste de sûreté (EPS) d'une centrale nucléaire est une démarche structurée et complète pour identifier des scénarios d'accidents et obtenir des estimations numériques du risque que l'exploitation de la centrale présente pour le public. Les résultats tirés des EPS servent ensuite, en complément des études déterministes, dans l'élaboration des décisions relatives à la sûreté des centrales.

Il existe normalement trois niveaux d'EPS :

- Les EPS de niveau 1 qui, partant d'un événement initiateur ou d'une agression interne ou externe menaçant la sûreté d'exploitation de la centrale, servent à établir les combinaisons de défaillance des systèmes de sûreté susceptibles d'entraîner l'endommagement du cœur. Ces EPS permettent d'obtenir une estimation de la probabilité de fusion du cœur et mettent en évidence les points forts et les faiblesses des systèmes de sûreté et les procédures accidentelles conçues pour éviter la fusion du cœur.
- Les EPS de niveau 2 qui modélisent les phénomènes susceptibles de survenir après l'amorce d'une détérioration du cœur, de compromettre l'intégrité du confinement et d'entraîner le rejet de matières radioactives dans l'environnement. L'étude tient compte de l'efficacité de la conception et des mesures de gestion des accidents graves qui peuvent limiter les effets de la fusion du cœur. Elle permet en outre d'obtenir une estimation de la probabilité et de l'importance d'un rejet de substances radioactives dans l'environnement.
- Les EPS de niveau 3 servent à modéliser les conséquences d'un rejet de substances radioactives dans l'environnement et fournissent une estimation des risques pour la santé publique et pour la société en général, tels que la contamination des terres et des aliments.

À ce jour, la plupart des centrales nucléaires dans le monde ont fait l'objet d'une EPS de niveau 1. Ces dernières années néanmoins, la tendance est à la généralisation des EPS de niveau 2 quelles que soient les filières de centrales nucléaires. Par contre, rares sont les centrales qui ont bénéficié d'une EPS de niveau 3.

L'EPS de niveau 2 propose une évaluation structurée des séquences accidentelles qui pourraient survenir après la détérioration du cœur qui permet de déterminer, parmi les phénomènes qui pourraient se produire, ceux qui sont le plus susceptibles d'entraîner la ruine ou le bipasse de l'enceinte de confinement et de provoquer un rejet de substances radioactives dans l'environnement.

Les résultats de l'EPS de niveau 2 peuvent servir à s'assurer que l'on a pris suffisamment de dispositions pour faire cesser l'endommagement du cœur à un stade précoce et ainsi éviter la ruine de la cuve du réacteur ou pour limiter les effets d'un accident grave si le processus d'endommagement du cœur se poursuit. Cette EPS fournit des indications sur la capacité de l'enceinte de confinement à limiter les conséquences en cas d'accident grave et sur la qualité des systèmes de gestion des accidents (systèmes de mélange, de recombinaison de l'hydrogène, igniteurs d'hydrogène, systèmes d'aspersion de l'enceinte et systèmes d'éventage-filtration) pour assurer l'étanchéité de l'enceinte de confinement et éviter un rejet important de substances radioactives dans l'environnement. Par ailleurs, les EPS de niveau 2 servent à identifier des mesures supplémentaires de gestion des accidents qui pourraient être adoptées pour atténuer encore les conséquences de la fusion du cœur (à l'intérieur comme à l'extérieur de la cuve du réacteur).

Les résultats des EPS de niveau 2 peuvent être comparés aux critères établis par la réglementation, comme la probabilité d'un rejet massif précoce de radioactivité (si de tels critères existent) pour obtenir une indication globale de la capacité des systèmes de sauvegarde et de l'enceinte de confinement à limiter les effets d'un accident grave. Les autorités civiles peuvent également s'en servir pour établir leurs plans d'urgence hors site.

La méthodologie des EPS de niveau 2 est désormais jugée comme ayant atteint sa maturité et constitue un élément essentiel de l'analyse de sûreté des centrales nucléaires dans le monde entier.

## **Contexte**

Étant donné le nombre d'EPS de niveau 2 effectuées sur des centrales nucléaires de conception différente, la démarche générale est assez au point. L'ouvrage cité en référence [1] propose une description de l'état de l'art en

matière d'EPS de niveau 2 en 1997, d'après les études effectuées sur 19 réacteurs à eau sous pression et réacteurs à eau bouillante. Ce rapport dresse un panorama des méthodes employées pour mener ces EPS de niveau 2 et décrit la façon dont elles ont été exploitées pour mettre au point des stratégies de gestion des accidents graves. Il contient également une comparaison des principales caractéristiques de l'étude NUREG-1150 de l'USNRC [2], de plusieurs exemples d'*individual plant examinations* (IPE) aux États-Unis ainsi que d'autres EPS réalisées à l'époque. Le document [3] décrit des EPS de niveau 2 plus récentes ou actuellement en cours. L'AIEA, de son côté, a proposé un guide pour réaliser des EPS de niveau 2 ainsi que des recommandations pour l'examen de ces EPS par l'autorité de sûreté – voir références [4] et [5] respectivement. Le présent avis technique se veut une introduction aux EPS de niveau 2.

Le concept des EPS de niveau 2 remonte au WASH 1400, l'étude de sûreté des réacteurs publiée en 1975 et connue sous le nom de Rapport Rasmussen. Depuis cette époque, la méthodologie et la qualité des EPS de centrales ont beaucoup progressé dans le monde entier. Nous décrivons ci-après les principales étapes de la mise au point de cette méthodologie ainsi que les enseignements qui en ont été tirés concernant la vulnérabilité des centrales aux accidents graves dans le cas des filières de réacteurs à eau légère.

L'analyse qui a été effectuée sur les centrales nucléaires de Zion et d'Indian Point (en 1981) a été effectuée par une méthode à la fois plus structurée et élargie que celle employée dans le WASH 1400 et a d'ailleurs utilisé la première génération du code d'analyse des accidents graves MARCH pour calculer les probabilités des séquences d'accidents graves. Les EPS qui ont été effectuées aux États-Unis et en Europe au début des années 80 s'inspirent largement de cette méthode. Toutefois, une étude indépendante prenant pour référence la centrale nucléaire de Biblis B a également été réalisée à cette époque. Elle a été effectuée en deux phases et a conduit à des études et recherches destinées à approfondir les phénomènes d'accidents graves ; par exemple, les premières expériences BETA furent réalisées pour valider le code WECHSL d'analyse des interactions entre le corium et le béton.

Dans l'étude NUREG-1150 effectuée sur des risques d'accidents graves à partir de cinq centrales de référence américaines, la méthodologie des EPS de niveau 2 a été considérablement améliorée [2]. Des arbres d'événements de très grande taille ont été construits (intitulés *accident progression event trees* – APET ou arbre de déroulement des accidents graves, ADAG, en français) et une analyse d'incertitudes portant sur l'intégralité de l'EPS a été effectuée. Le *source term code package* (STCP – système de code de calcul du terme source) a été adopté pour l'analyse des accidents graves et d'autres codes ont été mis au

point spécialement pour cette étude, notamment un code spécifique de calcul de terme source (XSOR) et un code de quantification des arbres d'événements (EVNTRE). Cette étude a coïncidé avec une intensification des activités de recherche sur les phénomènes susceptibles de se produire au cours d'un accident grave dont l'éjection du cœur fondu à haute pression, l'échauffement direct de l'enveloppe, la rupture par fluage des tuyauteries du circuit primaire ou des tubes de générateurs de vapeur ainsi que les rejets et le transport des produits de fission.

En 1988, l'USNRC a publié une *Generic Letter*, GL 88-20, consacrée à l'analyse de la vulnérabilité aux accidents graves de centrales particulières, qui a lancé la réalisation d'EPS de niveau 2 sur toutes les centrales des États-Unis. Toutefois, les méthodes utilisées pour mener ces évaluations et leur niveau de détail varient de manière significative. Certaines évaluations ont été effectuées par la méthode NSAC-159 de l'EPRI (qui s'apparente à la méthode traditionnelle d'EPS de niveau 1 dans la mesure où elle utilise une combinaison d'arbres d'événements et d'arbres de défaillance), avec le code MAAP (*modular accident analysis program*), tandis que d'autres se sont appuyées sur l'étude de référence appropriée figurant dans le rapport NUREG-1150. L'étude NUREG-1560, qui commente les résultats du programme IPE, observe que l'étude du comportement de l'enveloppe et les calculs du terme source effectués dans bien des IPE sont plus simplifiés que ceux que l'on pourrait attendre d'une EPS actuelle.

Les résultats de l'EPS de niveau 2 et des calculs de codes déterministes ont été employés pour élargir au domaine des accidents graves les procédures accidentelles qui, jusqu'alors, se limitaient aux situations de dimensionnement, et pour identifier des mesures de gestion des accidents graves pour atténuer les effets de ces accidents. L'accident survenu à la tranche 2 de Three Mile Island (TMI-2) en 1979 et les enseignements tirés des études d'accidents graves et des EPS de niveau 2 ont révélé qu'il était possible de maîtriser certains états hors dimensionnement de la centrale. La mise en place d'une gestion des accidents graves vise à se doter de moyens structurés pour limiter les conséquences d'accidents graves si les mesures préventives successives n'ont pas permis de rétablir le refroidissement du cœur. Cette méthode structurée exige une connaissance des faiblesses de l'installation qui peut être obtenue par une EPS de niveau 2 dédiée à l'installation.

## **Objectifs de l'EPS de niveau 2**

L'EPS de niveau 2 constitue le prolongement de l'EPS de niveau 1. En intégrant les spécificités de la centrale, elle permet de déterminer comment les séquences accidentelles ayant entraîné la fusion du cœur peuvent évoluer vers la

défaillance de l'enceinte et provoquer un rejet de substances radioactives dans l'environnement. Les principaux objectifs de l'EPS de niveau 2 sont les suivants :

- Obtenir des enseignements sur la façon dont se déroulent les accidents graves et identifier les points faibles de la centrale étudiée.
- Établir comment des accidents graves peuvent menacer l'intégrité de l'enceinte et identifier les principaux mécanismes de défaillance de l'enceinte.
- Évaluer les quantités de substances radioactives qui seraient rejetées dans l'environnement en fonction des différents types de séquences accidentelles.
- Évaluer la fréquence totale d'un rejet important de radioactivité dans l'environnement.
- Estimer l'impact, sur l'importance et la probabilité du rejet, des diverses sources d'incertitudes, notamment des hypothèses adoptées concernant les phénomènes, les systèmes et la modélisation.
- Constituer une base pour identifier les mesures de gestion de l'accident particulières à une centrale et évaluer leur efficacité.
- Constituer une base pour déterminer les recherches à réaliser et les classer en ordre de priorité afin de lever les incertitudes les plus importantes en termes de risque.
- Contribuer à la mise au point des plans d'urgence hors site.
- Alimenter le modèle de décision qui permet de prendre sans délai les mesures d'urgence hors site.

Par conséquent, il est nécessaire de réaliser une analyse intégrée fondée, si possible, sur des estimations possibles, hypothèses et données réalistes de sorte que les principaux résultats et enseignements ne soient pas indûment déformés par des hypothèses pénalisantes.

### **Phénomènes d'accidents graves**

Une EPS de niveau 2 suppose une analyse des interactions complexes entre les phénomènes physiques et chimiques susceptibles de survenir au cours de l'accident après la fusion du cœur. Cette analyse s'appuie sur les connaissances accumulées dans le cadre des nombreux programmes expérimentaux qui ont été entrepris au cours des 20 dernières années à la suite de l'accident de TMI-2. Ces programmes expérimentaux se sont accompagnés d'un travail intense de mise au point et de validation de codes de calcul. Ce savoir s'est enrichi des informations tirées d'un projet de collaboration internationale mené sous les



auspices de l'OCDE/AEN (connu, surtout en anglais, sous le nom de Vessel Investigation Project) et dont la finalité était d'étudier l'état final de la cuve du réacteur de TMI-2 ainsi que la configuration du lit de débris situé dans le fond inférieur de la cuve après l'accident.

La référence [1] contient un panorama des principaux phénomènes survenant lors des accidents graves. Ils sont normalement divisés en deux grandes catégories qui relèvent de : (i) l'analyse du déroulement de l'accident et du comportement de l'enceinte et (ii) l'étude du terme source (parfois appelée étude de rejet radioactif).

L'analyse du déroulement de l'accident répond à deux objectifs : (i) définir la chronologie des événements et (ii) identifier et évaluer les facteurs susceptibles de compromettre des barrières prévues pour empêcher le rejet de produits de fission dans l'environnement. Ces phénomènes sont notamment la production et la combustion d'hydrogène, la relocalisation des matériaux du cœur au cours de la phase en cuve de l'accident grave, les menaces pour la cuve du réacteur que représentent les matériaux du cœur fondu et les menaces pour l'enceinte de confinement qui sont susceptibles d'apparaître au cours de la phase hors cuve, notamment la suppression de l'enceinte de confinement et l'érosion du radier dans les réacteurs à eau légère.

L'étude du terme source consiste à étudier les phénomènes chimiques provoquant la formation et le rejet de substances radioactives pendant le déroulement de l'accident et le transport de ces substances depuis le combustible, vers l'enceinte puis dans l'environnement. Cette analyse exige une connaissance approfondie des formes chimiques et physiques des différentes espèces de radionucléides.

L'accident de Three Mile Island a déclenché des recherches internationales intensives sur les phénomènes d'accidents graves, axées notamment sur la compréhension des mécanismes de défaillance précoce de l'enceinte et sur le comportement du cœur fondu et des produits de fission à l'intérieur de l'enceinte au cours de cette phase précoce. C'est ainsi que de nombreux programmes expérimentaux ont été lancés pour mieux comprendre les phénomènes qui risquaient de se produire et pour recueillir des données utilisables à la fois pour mettre au point et valider des codes. On citera notamment les programmes de recherche financés par l'US NRC ainsi que les programmes IDCOR (*industry degraded core rulemaking*) entrepris sous l'égide de l'industrie américaine. Après l'étude NUREG-1150, l'Europe a elle-même lancé d'importants programmes de recherche (par exemple, le programme PHEBUS) qui ont été repris en grande partie dans des recherches en collaboration relevant des programmes-cadres de la CE. Plus récemment, il s'est agi surtout d'approfondir les phénomènes liés aux mesures de gestion des

accidents graves et de réduire l'incertitude concernant d'autres aspects phénoménologiques. Par exemple, les expériences à grande échelle entreprises dans le cadre du programme MACE pour étudier la possibilité de refroidir le cœur fondu doivent aider à mieux comprendre comment refroidir le cœur fondu hors de la cuve par injection d'eau.

De l'avis général, la connaissance de la phénoménologie des accidents graves a beaucoup progressé au cours des vingt dernières années, ce dont témoigne d'ailleurs le ralentissement progressif des recherches internationales. Aujourd'hui, les connaissances acquises sont jugées suffisantes pour résoudre certains aspects des accidents graves et notamment, la défaillance précoce de l'enceinte qui pourraient provoquer des projectiles produits par une explosion de vapeur dans la cuve (ce que l'on appelle généralement le mode  $\alpha$  de ruine de l'enceinte), l'échauffement direct de l'enceinte dans la plupart des types de réacteurs à eau sous pression ainsi que le percement du revêtement de la cuve de certains types de réacteurs à eau bouillante. Un projet de réseau thématique, EURSAFE, a été lancé sous les auspices du programme-cadre de la CE afin de rapprocher les avis des spécialistes sur les accidents graves et d'établir une structure pour élucider les principales incertitudes qui pourraient subsister. Ces recherches se poursuivent dans le cadre du réseau d'excellence SARNET sur les accidents graves du 6<sup>ème</sup> PCRD de la Commission européenne. Au niveau international, l'OCDE a lancé ou poursuit actuellement des projets de recherche en collaboration afin d'approfondir certains problèmes essentiels. Il s'agit notamment : (i) des programmes RASPLAV et MASCA d'étude expérimentale à grande échelle du comportement en cuve d'un bain de corium fondu, (ii) du programme MCCI qui concerne les interactions entre le cœur et le béton et la possibilité de refroidir les débris hors de la cuve et (iii) du programme SERENA sur les interactions entre le combustible et le réfrigérant. Les données d'expérience ainsi recueillies servent en outre à valider et à améliorer la modélisation des phénomènes. La référence [1] cite plusieurs études antérieures présentant l'état des connaissances sur certains aspects de la phénoménologie des accidents graves entreprises à l'OCDE. On trouvera également sur la page Web de l'OCDE/AEN une description des programmes actuels de l'OCDE, à l'adresse : <http://www.nea.fr/html/nsd/welcome.html>.

Il convient également de signaler que les EPS de niveau 2 fournissent un retour d'information précieux aux spécialistes de la recherche sur les accidents graves. Ainsi, les enseignements des EPS de niveau 2 ont, entre autres, incité à poursuivre et, par la suite, à mener à bien d'importantes recherches sur la combustion de l'hydrogène dans le monde entier pour résoudre le problème de la défaillance précoce de l'enceinte consécutive au phénomène de combustion de l'hydrogène.

## Méthodologie des EPS de niveau 2

Comme le montre l'ouvrage [1], il existe un consensus quant à la démarche générale à adopter pour réaliser une EPS de niveau 2. Cette dernière comporte normalement les étapes suivantes :

- Constitution et quantification des états dégradés de l'installation (EDI) qui constituent l'interface entre l'EPS de niveau 1 et l'EPS de niveau 2.
- Modélisation du déroulement de l'accident par un arbre d'événements.
- Analyse du comportement de l'enceinte.
- Quantification de l'arbre d'événements et classement des sorties de l'arbre en catégories de rejets.
- Analyse du terme source radiologique correspondant à ces catégories de rejets.
- Analyse des incertitudes et études de sensibilité.

Il y a toutefois des différences lorsque l'on considère le détail des analyses qui ont été menées jusqu'à présent. Ces différences concernent notamment le domaine de couverture de l'EPS de niveau 1 utilisée comme point de départ de l'EPS de niveau 2 (par exemple, le fait qu'elle recouvre ou non les agressions externes et traite des états d'arrêt ou à basse puissance) ; le nombre d'EDI définis, le nombre de nœuds et de sorties définis dans l'arbre d'événements ; le nombre de termes sources ou de catégories de rejets définis ainsi que les applications que l'on envisage pour l'EPS de niveau 2. En principe, ces différences n'auront aucun effet sur la qualité des résultats si l'on a approfondi suffisamment les facteurs influents l'évolution de l'accident dans les étapes individuelles et si ces informations sont correctement propagées à l'étape suivante.

Il convient de souligner que la réalisation d'étude déterministe de l'accident grave constitue une partie intégrante et importante de l'EPS de niveau 2 et qu'elle est d'ailleurs indispensable au processus d'élaboration d'une EPS de niveau 2 décrit ci-dessus. On effectue normalement une analyse préliminaire de l'accident grave pour pouvoir définir et formuler correctement les étapes énumérées ci-dessus, en particulier la classification des termes sources.

Il convient de noter par ailleurs que sont à l'étude actuellement de nouvelles approches pour utiliser les résultats des codes de calcul des accidents graves dans les EPS de niveau 2. Elles supposent de coupler un gestionnaire probabiliste de calculs à un code d'analyse déterministe des scénarios d'accident et offrent ainsi un cadre naturel dynamique pour traiter les principaux phénomènes physiques avec leurs incertitudes et les actions

exécutées par les opérateurs de conduite. Elles devraient par conséquent modifier l'usage qui est fait du jugement d'expert dans le processus d'analyse. Pour faciliter l'utilisation pratique de ces méthodes, il faudra résoudre un certain nombre de difficultés. À supposer que l'on dispose d'une modélisation de grande qualité de l'installation, ces difficultés vont des capacités de calcul considérables qui sont nécessaires pour exécuter plusieurs fois les codes d'analyse déterministe actuels, à la nécessité de développer des outils qui permettent de faire porter, en dynamique, les moyens d'analyse sur les scénarios importants du point de vue du risque (par un échantillonnage adaptatif intelligent), à l'obligation éventuelle de trouver de nouvelles interfaces pour assurer le couplage entre ces nouvelles EPS de niveau 2 et l'EPS de niveau 1 existante et, éventuellement, à la nécessité de traiter des phénomènes crédibles qui ne sont pas prévus dans les codes d'analyse déterministe utilisés aujourd'hui.

### **Définition des états dégradés de l'installation (EDI)**

L'EPS de niveau 1 permet d'identifier les séquences accidentelles conduisant à la fusion du cœur. Ces séquences être ensuite intégrées à l'EPS de niveau 2 pour étudier le déroulement de ces séquences. Étant donné le très grand nombre de séquences ainsi obtenues, il convient de les regrouper pour pouvoir procéder ultérieurement à l'analyse de la progression de l'accident. Ces regroupements, que l'on appelle « états dégradés de l'installation » (EDI), sont définis en fonction des caractéristiques susceptibles d'influer sur l'évolution de l'accident jusqu'à la perte d'intégrité du confinement et au relâchement de substances radioactives dans l'environnement. Les caractéristiques des états dégradés de l'installation que l'on a identifiées pour les réacteurs à eau sous pression sont normalement :

- Le type d'événement initiateur survenu (qui peut aussi bien être une panne d'un circuit resté intact ou un accident de perte de réfrigérant).
- La pression dans le circuit primaire en début de fusion du cœur.
- L'état des systèmes de sûreté (comme le circuit de réfrigération de secours du cœur) et des systèmes support (alimentation électrique et systèmes de refroidissement), le cas échéant, au début de l'endommagement du cœur et à mesure qu'il progresse.
- L'état des systèmes de protection et de mitigation des accidents de l'enceinte de confinement (et notamment l'état de l'enceinte elle-même, des systèmes de refroidissement et d'aspersion de l'enceinte, des systèmes de mélange, des recombineurs et des igniteurs d'hydrogène, et d'éventage de l'enceinte).

- L'intégrité de l'enceinte de confinement (enceinte intacte ; défaut d'isolement de l'enceinte, bipasse de l'enceinte dû à une rupture de tubes de générateurs de vapeur ou à une brèche sur un système situé à l'interface et qui se décharge à l'extérieur de l'enceinte ; fuite importante de l'enceinte ou encore défaillance de l'enceinte intervenue avant le début de l'endommagement du cœur et entraînant une fuite importante).

Les EDI constituent l'interface entre les EPS de niveau 1 et les EPS de niveau 2 et représentent les états initiaux et les conditions aux limites du déroulement de l'accident grave. Lorsque l'on procède à ce regroupement, on s'aperçoit souvent que des séquences accidentelles classées parmi les événements conduisant à une fusion du cœur dans l'EPS de niveau 1 ne conduisent pas en fait à la fusion du cœur (si l'on précise certaines hypothèses simplificatrices adoptées dans l'EPS de niveau 1) et qu'il convient de les éliminer.

L'analyse porte généralement sur 10 à 50 EDI pour la définition desquels on peut utiliser une vingtaine de variables. La référence [1] contient des exemples d'EDI, des variables employées pour les définir et de la procédure de regroupement adoptée pour les réduire à un nombre raisonnable se prêtant à l'analyse dans l'EPS de niveau 2. L'examen de quelques EPS de niveau 2 récentes réalisées dans le cadre du projet SARNET de la Commission européenne, a révélé une cohérence dans la démarche suivie à cet égard. Il existe quelques EPS pourtant où l'on a défini un nombre nettement supérieur d'EDI en s'appuyant sur un éventail plus vaste de variables et un système de regroupement plus fin.

Pour sélectionner le nombre initial d'EDI et les regrouper en un nombre gérable pour l'analyse au cours de l'EPS de niveau 2, on tient compte des similitudes dans le déroulement de la séquence d'accident grave prévue. On a donc normalement des EDI qui sont tous différents et pour lesquels on quantifie chaque fois un arbre d'événements.

La tendance actuelle consiste à élargir les EPS de niveau 2 aux défaillances survenant dans les états d'arrêt ou à basse puissance de la centrale, ce qui exige d'identifier d'autres variables et EDI pour tenir compte du niveau de puissance résiduelle, de l'ouverture ou non de la cuve du réacteur, de l'ouverture ou non de l'enceinte de confinement ainsi que de l'emplacement du combustible irradié, dans la cuve du réacteur ou dans la piscine de rechargement du combustible.

## Analyse du déroulement de l'accident

Au cours de cette partie de l'EPS de niveau 2, on modélise, pour chaque EDI, le déroulement de l'accident depuis l'endommagement du cœur jusqu'à ce que l'intégrité de l'enceinte de confinement soit menacée et jusqu'au rejet consécutif de substances radioactives. À cet effet, on utilise généralement un arbre d'événements appelé en anglais *containement event tree* (CET) ou *accident progression event tree* (APET) et, en français, arbre de déroulement des accidents graves (ADAG). Ces arbres d'événements doivent représenter tous les phénomènes physiques et chimiques qui pourraient survenir après un accident grave menaçant le confinement ou influencer sur le rejet de substances radioactives.

Les nœuds de l'arbre d'événements décrivent la chronologie de l'accident depuis la fusion du cœur jusqu'à la rupture de la cuve sous pression du réacteur puis la défaillance de l'enceinte à court et à long terme. La chronologie établie pour marquer les étapes importantes du déroulement de l'accident grave ainsi que les moments où surviennent d'importants changements dans le comportement du rejet de produits de fission recouvre généralement les phases suivantes :

- La phase située entre l'événement initiateur et le début de la détérioration du cœur.
- La phase située entre la détérioration du cœur et la défaillance de la cuve.
- La phase qui suit immédiatement la défaillance de la cuve.
- Une phase à plus long terme caractérisée par la présence hors de la cuve de matières provenant du cœur fondu.

Les nœuds de l'ADAG correspondent en général à des questions concernant la survenue ou non de phénomènes particuliers au cours de chacune des phases prises en compte dans l'analyse, et la récupération ou non des systèmes modélisés dans l'EPS de niveau 1, la réalisation des actions de gestion des accidents graves et la défaillance ou le bipasse de l'enceinte de confinement. Un découpage adéquat des différentes phases doit être défini de manière à pouvoir quantifier chaque événement.

La démarche courante consiste à définir une structure générale d'arbre d'événements qui comporte les mêmes phases et pose les mêmes questions pour chacun des EDI. Dans la réalité, toutefois, les arbres d'événements que l'on établira pour chaque EDI différeront par l'événement initiateur et les conditions aux limites. Les sorties des arbres d'événements définissent la séquence d'événements ainsi que l'état final du confinement. Nous examinerons de plus

près les regroupements des sorties à la section consacrée à l'étude du terme source. Il est moins fréquent, en revanche, d'utiliser des structures d'arbres d'événements qui soient propres à chaque EDI. Toutefois, on a vu employer une approche mixte, où un petit nombre d'arbres d'événements spécifiques à chaque EDI ont été définis pour compléter les arbres d'événements génériques. Il s'agit là d'un moyen commode pour lequel l'arbre générique est globalement inapplicable.

Deux méthodes de construction des arbres d'événements ont vu le jour : une démarche reposant sur des petits arbres d'événements où sont définis une dizaine, voire une trentaine de nœuds, ou une méthode utilisant de grands arbres d'événements (comme celle employée dans l'étude NUREG-1150) où l'on définit normalement plus d'une centaine de nœuds. Pour la quantification des petits arbres d'événements, il est courant de recourir à des sous-arbres (*decomposition event trees ou phenomenological fault trees* en anglais) de façon à permettre un traitement plus approfondi et transparent de l'événement de tête. Les informations contenues dans les deux types d'arbres d'événements sont en général cohérentes car une bonne partie des nœuds des grands arbres de déroulement des accidents sont également traités dans les sous-arbres utilisés pour quantifier les plus petits arbres d'événements du confinement.

Pour quantifier les arbres d'événements, on a besoin d'informations provenant de diverses sources, notamment des études d'accidents graves, des analyses du comportement de l'enceinte et des analyses du transport et des rejets de produits de fission. De même, des avis d'experts interviennent de manière plus ou moins formelle dans l'évaluation de l'incertitude associée aux phénomènes complexes (dans les études récentes).

### **Modélisation des accidents graves**

Les processus physiques et chimiques supposés déterminer le déroulement des accidents graves sont complexes et comportent généralement de multiples interactions simultanées entre phénomènes sur lesquelles il arrive que l'on possède peu ou pas de données expérimentales détaillées. D'où la nécessité d'une modélisation mathématique et d'une simulation informatique de ces mécanismes, avec une prise en compte des incertitudes.

Les codes de calcul employés pour l'analyse des accidents graves relèvent généralement de trois démarches :

- Les codes analytiques (codes modélisant des phénomènes distincts) qui fournissent une modélisation plus détaillée d'aspects particuliers de certains phénomènes ou d'une phase d'un accident grave. Par exemple, la modélisation détaillée des explosions de vapeur exige un traitement

mécanique de la décomposition du jet de corium au cours de la phase préalable au mélange, du déclenchement de l'explosion, de la phase de propagation et de la phase de dilatation avant la détonation thermique finale. L'objectif consiste à mettre au point des codes d'analyse pour les centrales nucléaires qui reflètent l'état des connaissances et concordent avec les données expérimentales disponibles.

- Les codes intégraux pour modéliser l'ensemble des phénomènes majeurs qui surviennent au cours de chaque séquence d'accident grave particulière. Ils réunissent dans un même code les modélisations des phénomènes thermohydrauliques et chimiques et des produits de fission dans le cœur, les circuits primaire et secondaire et l'enceinte de confinement. De par leur conception, ces codes peuvent être exécutés relativement vite et sont donc capables d'effectuer les nombreux calculs des différentes séquences d'accident grave obtenues pour les différents EDI. C'est pourquoi ils contiennent des modèles plus simples que les codes analytiques. Toutefois, l'évaluation des résultats fournis par ces codes exige souvent l'avis de spécialistes.
- Les codes paramétriques simples qui utilisent principalement les résultats des codes intégraux sous forme de paramètres et se prêtent à l'interpolation.

Depuis l'étude NUREG-1150, la mise au point de codes intégraux d'analyse des accidents graves pour modéliser le comportement complexe du cœur fondu ainsi que le transport et le rejet de produits de fission qui en résultent a considérablement progressé. Deux codes notamment sont largement utilisés dans les EPS de niveau 2 actuelles, le code MAAP (*modular accident analysis program*) et le code MELCOR. Ces deux codes ont été substantiellement validés (lors d'expériences intégrales et analytiques) et comparés dans le cadre d'exercices. À l'heure actuelle, la tendance est à utiliser ces codes intégraux pour effectuer le gros de l'analyse des séquences accidentelles et à recourir ensuite à d'autres codes ou à l'avis d'experts pour affiner l'analyse et obtenir une évaluation détaillée de certains phénomènes.

Globalement, les codes intégraux MAAP et MELCOR semblent avoir atteint le niveau de modélisation des accidents graves nécessaire pour comprendre le comportement d'ensemble de l'installation et prévoir les rejets potentiels de radioactivité dans l'environnement, ce dont témoigne le ralentissement des activités de développement des modèles depuis la fin des années 90. Les raffinements apportés aujourd'hui se limitent pour l'essentiel à résoudre les problèmes liés à la modélisation des mesures de gestion des accidents graves et à l'amélioration des performances des codes (grâce au retour d'expérience des utilisateurs). Les utilisateurs et les spécialistes reconnaissent



qu'il subsiste une incertitude significative sur certains phénomènes (incertitude épistémique), qui est évaluée au cours de l'analyse des incertitudes souvent intégrée aux EPS de niveau 2.

Plusieurs pays développent actuellement des codes de calcul d'accidents graves dont le code THALES (*thermal hydraulic analysis of loss-of-coolant, emergency core cooling and severe core damage code*) mis au point au Japon et le code ASTEC (*accident source term evaluation code*), fruit de la collaboration de l'IRSN en France et de GRS en Allemagne que l'on peut considérer comme un code européen pour de futures analyses des accidents graves.

Au niveau international, des études expérimentales et analytiques (y compris des exercices de comparaison) sont menées pour améliorer la fiabilité des prévisions obtenues avec les modèles intégrés aux divers codes de calcul des accidents graves.

### **Analyse du comportement de l'enceinte de confinement**

Il existe de nombreux modes de défaillance d'une enceinte de confinement. Deux d'entre eux, l'échec de l'isolement et le bipasse de l'enceinte, sont généralement modélisés dans l'EPS1, car ils concernent l'état du confinement en début de dégradation du combustible. Ces deux modes de défaillance sont intégrés à la définition des EDI. Pour les EDI où l'enceinte reste intacte, l'EPS de niveau 2 cherche à définir comment l'enceinte se comporterait si elle était exposée au chargement résultant des phénomènes physiques ou chimiques qui surviennent après la fusion du cœur et si son étanchéité pourrait être rompue. La référence [1] énumère les mécanismes compromettant la fonction de confinement ainsi que les modes de défaillance résultants. Il s'agit notamment :

- d'une surpression rapide (résultant d'une explosion de vapeur, d'une combustion d'hydrogène ou d'un échauffement direct de l'enceinte) ;
- d'une pressurisation lente (due à la production continue de gaz incondensables et de vapeur) ;
- de fortes températures dans l'enceinte à plus long terme ;
- du bipasse de l'enceinte consécutif à une rupture par fluage de tubes de générateurs de vapeur ;
- de l'impact d'un projectile (résultant d'événements dégageant beaucoup d'énergie dans l'enceinte) ;
- de la dépressurisation de l'enceinte sous l'effet de l'épuisement temporaire des gaz incondensables dans l'atmosphère de l'enceinte (due à l'ouverture du dispositif d'éventage, à une fuite non colmatée

ou à une combustion d'hydrogène) et suivie par la mise en service des systèmes de refroidissement de l'enceinte ;

- de l'érosion du radier et de la peau d'étanchéité de l'enceinte (au contact avec les matériaux du cœur fondu).

Dans les premières EPS de niveau 2, on utilisait un modèle à seuils pour caractériser la perte d'intégrité de l'enceinte. Ce seuil supposait que l'on définisse une pression, avec un intervalle d'incertitude, au-delà de laquelle la rupture massive de l'enceinte était censée se produire. La ruine catastrophique de la coque de l'enceinte était supposée survenir dans un intervalle de pressions étroit.

Plus récemment, des études approfondies de l'intégrité de l'enceinte ont été menées par des techniques de modélisation aux éléments finis fondées sur des expériences nombreuses sur des modèles à l'échelle de structures de confinement mises sous pression jusqu'à la rupture. Ces études ont montré que le scénario de fuite avant rupture était le plus probable et la fuite localisée le mode de défaillance le plus vraisemblable. Les mécanismes de défaillance prédominants dépendent des détails de conception de l'enceinte. Par exemple, dans les enceintes équipées d'une peau d'étanchéité, les mécanismes de défaillance peuvent être les suivants : (i) rupture de la peau d'étanchéité provoquée par l'interaction de la peau et de son système d'ancrage avec le béton dans des zones de fortes discontinuités d'épaisseur ou (ii) défaillance au niveau du tampon d'accès des matériels de l'enceinte. Dans le cadre d'un problème standard international consacré à l'intégrité de l'enceinte (PSI-48), l'AEN/CSIN a également étudié le comportement de structures d'enceintes réelles soumises à des chargements de pression et comparé les prévisions données par l'analyse au comportement mesuré. Ce PSI, effectué sur une maquette à l'échelle 1:4 d'une enceinte en béton précontraint construite et testée aux Sandia National Laboratories, consistait à prévoir le comportement de la structure en présence de chargements de pression et de chargements thermiques permanents et transitoires.

Pour parvenir à une évaluation plus réaliste du comportement de l'enceinte et des voies de rejet de radionucléides dans l'environnement, les EPS de niveau 2 les plus récentes prévoient une analyse du comportement de l'enceinte spécifique à la centrale considérée. Cette dernière repose sur une analyse structurelle destinée à déterminer la façon dont l'enceinte se comportera en présence des conditions de pression et de température envisageables et sur des critères dépendant du moment où la défaillance interviendra. L'analyse porte sur la conception effective de l'enceinte et tient compte des voies de fuite potentielles par les portes, les traversées, les étanchéités et autres zones de faiblesses potentielles. Elle permet d'identifier les différents modes de défaillance avec la taille des brèches correspondantes. Les résultats se

présentent sous forme de courbes de la fragilité de l'enceinte en fonction de la pression et de la température. À la fin de chaque période considérée, on évalue l'état de l'enceinte qui peut être soit (i) intacte avec le taux de fuite de dimensionnement normal, (ii) comporter une fuite plus importante ou (iii) présenter une défaillance majeure.

## **Quantification de l'EPS de niveau 2**

La phase suivante de l'EPS de niveau 2 consiste à quantifier l'analyse pour déterminer la fréquence des diverses séquences accidentelles identifiées lors de la construction des arbres d'événements. Les données nécessaires sont alors les fréquences des EDI fournies par les EPS de niveau 1 et les probabilités conditionnelles des points d'embranchement des arbres d'événements.

Suivant leur signification, les nœuds de l'arbre d'événements seront quantifiés différemment. On pourra donc rencontrer une défaillance d'un système de sûreté comme le système d'aspersion de l'enceinte qui sera quantifiée à l'aide d'arbres de défaillance, des défaillances structurelles de l'enceinte qui seront quantifiées avec un modèle de comportement de la structure et des phénomènes physiques dont la probabilité est fonction de la certitude de l'analyste quant à la possibilité de survenue du phénomène en question.

Tandis que les probabilités assignées représentent la conviction de l'analyste que l'événement X se produira dans l'intervalle de temps Y en présence d'un ensemble donné de conditions accidentelles, les valeurs numériques sont tirées d'un jugement fondé sur les sources d'informations disponibles. Pour rendre cette procédure plus transparente, on utilise des analyses avec des sous-arbres. Bien que cet aspect de la quantification paraisse subjectif, il est acquis comme faisant partie intégrante de la méthodologie des EPS.

La quantification des arbres d'événements doit également prendre en compte les interdépendances entre les nœuds des arbres d'événements qui peuvent découler des dépendances entre les systèmes support, des phénomènes susceptibles de se produire dans des intervalles de temps successifs et des actions des opérateurs dans le cadre de la gestion des accidents graves.

Parmi les réalisations récentes destinées à surmonter les obstacles actuels, on peut citer la méthodologie du nom de *risk oriented accident analysis methodology* (ROAAM) et le recours à des modèles physiques dans la méthodologie adoptée par l'IRSN en France pour réaliser les EPS de niveau 2 [2]. On s'efforce également de rattacher le poids affectés aux probabilités des branches des arbres d'événements aux connaissances récentes (incertitude épistémique). Pour les EPS de niveau 2, contrairement aux EPS de niveau 1, on

ne dispose pas de données sur des phénomènes qui ne se sont pas produits ni par voie de conséquence, de base de données incontestée sur laquelle fonder son jugement. De nombreuses EPS récentes reprennent encore les arguments de l'étude NUREG-1150 considérée depuis comme l'étude de référence. À l'heure actuelle, nous n'avons eu connaissance d'aucune initiative concertée en vue de produire des bases de données fondées sur une compréhension commune des phénomènes, même si quelques tentatives ont été amorcées dans ce sens dans les programmes-cadres de la Commission européenne. Il s'agissait notamment d'examen des données expérimentales et analytiques réunies concernant certains aspects phénoménologiques qui n'ont pas cependant été élargies aux probabilités utilisées dans les EPS de niveau 2. Toutefois, il faut reconnaître que l'on a beaucoup progressé dans la connaissance de certains phénomènes depuis l'étude NUREG-1150, et la qualité des EPS de niveau 2 en cours de réalisation devrait le démontrer.

La construction et la quantification des arbres d'événements supposent de traiter un nombre considérable d'états de la centrale et de l'enceinte. Pour ce faire, il existe un certain nombre de codes dont :

- Les codes mis au point spécialement pour la réalisation d'EPS de niveau 2 (comme EVNTRE développé pour l'étude NUREG-1150 et KANT réalisé par l'IRSN en France).
- Des codes d'EPS de niveau 1 capables de traiter des arbres d'événements et des arbres de défaillances et qui peuvent être également employés pour réaliser des EPS de niveau 2 (par exemple Risk Spectrum). L'intérêt est alors de pouvoir réaliser, avec le même logiciel, des EPS intégrées de niveau 1 et de niveau 2.

Les résultats quantitatifs de l'EPS de niveau 2 sont les fréquences des catégories de rejets définies dans l'analyse (avec les incertitudes sur ces fréquences s'il a été procédé à une analyse d'incertitudes). Toutefois, les résultats qui sont le plus couramment présentés sont la probabilité d'un rejet massif ou la probabilité d'un rejet massif précoce. « Massif » dans ce contexte signifie supérieur à une quantité donnée de substances radioactives souvent définie comme une fraction de l'inventaire radioactif du cœur et « précoce » dénote un rejet se produisant avant la mise en œuvre effective du plan d'urgence et des actions de protection hors site de sorte que l'on peut prévoir des effets sanitaires précoces. Ces résultats peuvent être comparés aux objectifs probabilistes définis pour ces situations (LRF, LERF) si la réglementation le prévoit. Cependant, il n'existe pas de consensus entre les pays membres quant à la nature exacte d'un rejet massif ou précoce.

## Étude du terme source

Étant donné le nombre important de sorties de l'arbre d'événements, il faudra les regrouper pour pouvoir passer de l'EPS de niveau 2 à l'analyse des conséquences réalisée dans le cadre de l'EPS de niveau 3. Ce classement comporte en général deux étapes distinctes. La première consiste à regrouper les sorties en fonction des phénomènes produisant le même terme source dans des catégories de termes sources et la deuxième, à regrouper les catégories de termes sources, en fonction de leurs conséquences sur l'environnement, en catégories de rejets. La répartition des catégories de termes sources en catégories de rejets repose sur la capacité de chaque terme source de produire des effets dommageables. Étant donné qu'il existe encore très peu d'EPS de niveau 2 ayant débouché sur des EPS de niveau 3, l'expression catégorie de rejets est normalement employée pour désigner le regroupement direct des sorties des arbres d'événements. On remarquera à cet égard qu'avec l'avènement des nouvelles filières de réacteurs présentant des caractéristiques de rejet différentes, on aura besoin d'analyses de niveau 3 plus explicites.

Les sorties des arbres d'événements sont classées en fonction de variables liées aux mécanismes de rejet, de rétention et de transport des produits de fission dans l'environnement à travers chacune des barrières principales. Ce classement permet de réaliser une analyse pratique du terme source pour chaque catégorie de rejet définie. Les principales variables prises en compte sont :

- Le moment du rejet.
- L'état de l'enceinte (Y a-t-il eu isolement de l'enceinte, défaillance de l'enceinte provoquant une aggravation des fuites ou créant une zone de fuite importante, percement du radier suite à l'infiltration avec le corium ?).
- La façon dont se déroule le rejet (éjection à haute pression de matière fondue, interaction entre le corium et le béton à sec, interactions entre le corium et le béton une fois le corium submergé).
- Les mécanismes d'élimination des produits de fission (aspersion de l'enceinte ou rétention dans l'enceinte secondaire ou le bâtiment réacteur).
- Présence d'une piscine de suppression de pression (réacteurs à eau bouillante).

Si l'on souhaite passer d'une EPS de niveau 2 à l'EPS de niveau 3, il convient de définir des variables supplémentaires qui peuvent recouvrir notamment la hauteur du rejet, ainsi que son énergie et sa durée.

Un terme source, c'est-à-dire la quantité et la durée du rejet de radionucléides, est affecté à chaque catégorie de terme source. Les termes sources employés dans l'étude NUREG-1150 ont été obtenus à l'aide du code paramétrique XSOR mis au point pour l'étude. Avec les progrès des codes intégrés de calcul des accidents graves, on produit aujourd'hui directement les termes sources correspondant à des séquences spécifiques dans les EPS de niveau 2. Dans ces codes, les principales espèces de radioéléments sont regroupées en fonction de leurs propriétés physiques et chimiques. Ces regroupements par défaut sont adoptés également dans les EPS. Ces termes sources peuvent être affinés pour y intégrer des aspects essentiels qui ne sont pas modélisés de façon explicite par les codes. Le traitement des termes sources correspondant à des événements survenant avec un fort dégagement d'énergie et la prise en compte de la formation d'iode organique qui peut jouer un rôle important pour la gestion des phases ultérieures de l'accident grave en sont des exemples représentatifs.

Dans certaines EPS, les estimations du terme source se résument aux gaz rares, aux groupes de l'iode et du césium car les rejets de ces substances donnent une indication des conséquences précoces et latentes sur la santé humaine. Sachant que d'autres éléments (et d'autres formes chimiques de ces éléments) peuvent modifier les conséquences hors site, la nécessité de comptabiliser minutieusement les différentes espèces de produits de fission dépend des objectifs et de la portée de l'EPS de niveau 2. La référence [8] contient une synthèse de la façon dont sont constituées les catégories de rejet et les termes sources correspondants dans des EPS de niveau 2 réalisées en Europe.

### **Avis d'expert**

Il arrive souvent, dans l'EPS de niveau 2, que l'on ne soit pas en mesure d'effectuer une analyse concluante ou qu'il subsiste des incertitudes phénoménologiques considérables à cause de lacunes de notre compréhension et de nos connaissances. C'est le cas s'il n'existe pas de consensus sur le sujet ni de données pertinentes ou si les données en question présentent une grande variabilité. L'analyse repose alors en partie sur le jugement d'experts ou la consultation de spécialistes.

Pour la réalisation de l'étude NUREG-1150, un mécanisme formel a été mis en place pour recueillir l'avis d'experts sur les problèmes jugés comporter l'incertitude la plus grande. Six réunions d'experts ont été organisées à cet effet (elles portaient sur les chargements en cuve et sur l'enceinte au début de l'accident, le comportement de la structure de l'enceinte, les interactions entre le béton et le cœur fondu et le terme source). La référence [1] en décrit le contexte. Cette démarche a consisté dans un premier temps à former les spécialistes à l'exercice, puis à réaliser l'exercice et enfin à regrouper les résultats.

Ce processus de consultation formalisé dont la finalité est de maîtriser les sources potentiellement importantes d'erreurs ou biais peut, si l'on souhaite l'exécuter intégralement, nécessiter des ressources importantes. Des méthodes moins formelles ont été généralement adoptées dans les récentes EPS de niveau 2. Sachant que l'obligation de procéder à une analyse formelle peut dépendre de l'analyse elle-même, le document NUREG/CR-6372 décrit deux méthodes de consultation plus ou moins structurées. (Bien que rédigée à propos de l'analyse du risque sismique, le propos de ce document est globalement suffisamment général pour pouvoir s'appliquer à une diversité de problèmes).

On a récemment entrepris de comparer des avis d'experts pour les EPS de niveau 2 lors d'un projet (BEEJT) relevant du Programme-cadre de la CE. Il s'agissait d'appliquer à différents problèmes cinq méthodologies structurées pour recueillir le jugement d'experts. Le premier exercice comprenait une prévision en aveugle sur une expérience de noyage du cœur fondu réalisée dans l'installation FARO et le deuxième, l'évaluation de la combustion de l'hydrogène lors d'un scénario de perte de l'alimentation extérieure de la centrale dans un REP de référence. L'étude était très centrée sur l'évaluation, en fonction de certains critères (possibilité d'appliquer ou de suivre les différentes phases des méthodes) des attributs de qualité des techniques employées pour recueillir l'avis des experts lors des deux activités faisant l'objet de la comparaison.

### **Incertitudes**

Les incertitudes sur les EPS de niveau 2 sont de deux ordres :

- Les incertitudes aléatoires qui résultent du caractère naturellement aléatoire des processus qui se déroulent au cours d'un accident grave. Ce type d'incertitude ne peut être ni réduit ni éliminé.
- Les incertitudes épistémiques correspondant à une mauvaise connaissance des processus survenant lors d'un accident grave. Ce type d'incertitude peut être réduit ou éliminé par une meilleure connaissance du sujet acquise grâce à des études et recherches.

Dans le cas de l'EPS de niveau 2, les incertitudes épistémiques se classent en trois types :

- Des incertitudes sur les paramètres intervenant dans les probabilités utilisées pour quantifier les arbres d'événements.
- Des incertitudes sur les modèles dues à une méconnaissance des phénomènes susceptibles de survenir au cours d'un accident grave ou à des simplifications ou inexactitudes dans le modèle.

- Des incertitudes dues à l'incomplétude de l'analyse au sens où des séquences accidentelles et phénomènes spécifiques associés à ces séquences n'ont pas été prises en compte. On peut réduire ce type d'incertitude en effectuant une expertise de l'analyse.

Dans une certaine mesure, l'EPS de niveau 2 traite directement les incertitudes puisque, au moment de la quantification, les probabilités des points d'embranchement des arbres d'événements sont établies en fonction de la certitude de l'analyste concernant certains événements compte tenu des incertitudes associées. De cette manière, la méthode des arbres d'événements employée dans l'EPS de niveau 2 peut être considérée comme un cadre adapté au traitement explicite des incertitudes sur les paramètres et les modèles. Plus récemment, la démarche ROAAM, propose une méthode structurée approfondie pour traiter les incertitudes épistémiques qui subsistent concernant divers aspects des accidents graves et a été d'ailleurs utilisée pour compléter les EPS de niveau 2. Sont également mises au point des méthodologies avancées, telles que les arbres d'événements dynamiques, pour traiter des incertitudes sur les événements stochastiques (voir référence [3]).

L'étude NUREG-1150 marque un tournant dans la méthodologie des EPS du niveau 2 car elle a inauguré l'analyse structurée des incertitudes, comme le souligne la référence [1]. Cette démarche n'a cependant trouvé que de rares applications. Dans la majorité des EPS de niveau 2, l'analyse des incertitudes se réduit pour l'essentiel à de simples études de sensibilité appliquées à l'analyse des arbres d'événements. Bien qu'il s'agisse d'un moyen pratique de tenir compte des incertitudes, les résultats des études de sensibilité n'ont toutefois aucune importance statistique si l'on considère l'ensemble de l'EPS de niveau 2.

Le calcul des incertitudes et l'évaluation de leur importance relative ont toujours été considérés comme un volet essentiel de la méthodologie des EPS même s'il existe diverses manières de procéder et si l'évaluation peut être poussée plus ou moins loin. Globalement, l'analyse des incertitudes doit servir dans les EPS à donner une mesure de l'imprécision des résultats de l'EPS (fréquences des EDI, fréquence des termes sources/rejets ou risques ultimes) et l'étude de sensibilité à identifier les principaux facteurs de cette imprécision. Bien que l'on dispose des outils et méthodes nécessaires pour réaliser cette analyse des incertitudes, le traitement de ces dernières, dans une EPS entière, mobilise beaucoup de moyens et n'est pas une opération simple. Au moment de choisir la méthode à employer pour cette analyse dans une EPS de niveau 2, il faudra tenir compte de la nature des incertitudes à traiter dans l'arbre d'événements accident grave et l'étude du terme source. Suivant l'importance de l'analyse des incertitudes dans l'EPS globale, le choix de la méthode dépendra également de la nécessité ou non d'assurer la compatibilité avec les autres composantes de l'EPS.



À l'évidence, la méthodologie a récemment progressé lors d'essais effectués pour traiter les incertitudes dans les EPS de niveaux 1 et 2 de manière systématique et intégrée. Les techniques avancées présentées dans les actes des ateliers mentionnés aux références [3] et [6] en témoignent. Les possibilités de ces méthodes sont testées sur plusieurs EPS (par exemple, la méthodologie des surfaces de réponse pour l'EPS de niveau 2 de l'IRSN et la méthodologie de KAERI [6] pour l'intégration formelle des incertitudes des EPS de niveau 1 et de niveau 2). Toutefois, il convient de reconnaître que la façon dont ces incertitudes seront traitées dans une EPS dépendra en fin de compte des objectifs et de la portée de cette dernière.

### **Utilisation des EPS de niveau 2 pour la gestion des accidents graves**

Les résultats de l'EPS de niveau 2 peuvent également servir à identifier les principaux facteurs de risque de même que les changements à apporter à la conception ou à l'exploitation pour réduire ce risque. Lors des décisions qui seront prises à cette occasion, il faudra tenir compte des incertitudes phénoménologiques importantes que comportent les EPS de niveau 2.

Les mesures de gestion des accidents graves recouvrent l'installation de matériels et la mise au point de procédures ou de consignes structurées décrivant les actions à entreprendre pour rétablir l'installation dans un état maîtrisé et atténuer les conséquences de l'accident. Parmi ces mesures, on compte :

- Les mesures préventives de gestion des accidents prises pendant le déroulement de la séquence accidentelle avant que l'on ne passe en condition d'accident grave. Ces mesures visent à éviter la détérioration du cœur et le bipasse de l'enceinte de confinement.
- Les mesures correctrices de gestion des accidents que l'on prend après la fusion du cœur et qui doivent servir à (i) éviter un accident conduisant à la rupture de la cuve du réacteur ou de l'enceinte et (ii) maîtriser le transport et le rejet de substances radioactives afin de limiter le plus possible les conséquences hors site.

Parmi les matériels adoptés pour atténuer les conséquences des accidents graves dans les centrales nucléaires, on retiendra :

- Les systèmes de gestion de l'hydrogène capables de maîtriser la quantité d'hydrogène présente dans l'enceinte après la fusion du cœur.
- Les systèmes d'évitage-filtration de l'enceinte de confinement qui permettent d'éviter la surpression de l'enceinte à long terme.
- Les systèmes dédiés destinés à retenir et à refroidir les matériaux du cœur fondu hors de la cuve du réacteur.

Parmi les actions de gestion des accidents qui peuvent être entreprises, on retiendra :

- L'ouverture des soupapes de sûreté pour réduire la pression du circuit primaire et éviter l'éjection sous haute pression du cœur fondu hors de la cuve du réacteur.
- L'adjonction d'eau dans l'enceinte par n'importe quel moyen pour assurer un refroidissement une fois le cœur fondu hors du circuit primaire.

C'est grâce aux enseignements des EPS de niveau 2 et notamment aux connaissances acquises sur les faiblesses de centrales particulières en cas d'accident grave que l'on a mis au point des procédures adaptées à ce type d'accident ou des consignes structurées, que l'on nomme communément guides d'accident grave. Bon nombre des centrales nucléaires en exploitation dans le monde en sont désormais dotées notamment parce que les concepteurs de centrales nucléaires ont élaboré des consignes génériques. Ces moyens de gestion des accidents graves sont intégrés au système de gestion de crises qui doit indiquer clairement la répartition des responsabilités dans l'éventualité d'un accident grave. Les mesures de mitigation de l'accident doivent être compatibles avec le matériel, l'instrumentation et les aides au diagnostic dont disposent les équipes de conduite et leurs appuis techniques.

L'évaluation de la stratégie de rétention du cœur fondu en cuve dans les réacteurs à eau bouillante et dans l'APR1400 coréen ainsi que la stratégie de gestion de l'hydrogène conçue pour la centrale de Loviisa en Finlande [3, 6] témoignent de la façon dont les EPS de niveau 2 peuvent contribuer à la mise au point de la gestion des accidents graves.

### **Commentaires**

De nombreuses EPS de niveau 2 ont été effectuées ces dernières années et sont considérées désormais comme faisant partie intégrante de l'analyse des dossiers de sûreté des centrales nucléaires. On dispose d'un cadre cohérent pour réaliser ces études en suivant les étapes décrites précédemment. Toutefois, la façon dont ces étapes sont menées et le niveau de détail de l'analyse varient suivant les cas en partie en raison des objectifs particuliers fixés pour chacune de ces EPS de niveau 2. Des comparaisons approfondies des approches de modélisation adoptées pour réaliser des EPS en Europe ont permis de dégager certaines de ces différences (voir référence [7]). Quelques-unes d'entre elles ne pourront pas être éliminées simplement. De plus, certains sujets devraient être traités dans la norme que prépare l'American Nuclear Society sur les EPS de niveau 2. Parmi les activités futures qui devraient exiger de nouveaux efforts de

modélisation, deux d'entre elles qui concernent les filières de réacteurs actuelles, paraissent particulièrement importants :

- L'intégration de l'EPS de niveau 2 à des applications aux EPS vivantes et aux démarches d'information par le risque : cette intégration doit aboutir à un outil d'aide à l'exploitation et de hiérarchisation/justification des améliorations de la centrale, parmi lesquelles on compte les exigences accrues que représente l'augmentation de la puissance des centrales et l'utilisation de combustible à plus haut taux de combustion. Cet outil exigera de développer encore la modélisation de certains aspects des EPS de niveau 2, notamment le traitement des interfaces entre l'EPS de niveau 1 et l'EPS de niveau 2, la récupération des systèmes de sûreté et l'étude probabiliste de la fiabilité humaine (EPFH) qui devront être perfectionnées et plus cohérentes. L'EPS vivante de niveau 2 qui a été effectuée pour les réacteurs à eau bouillante de la centrale finlandaise d'Olkiluoto en est un exemple [3]. On notera que, dans la plupart des EPS de niveau 2, l'EPFH joue un rôle bien moindre que dans les EPS de niveau 1. Sachant quelle est l'importance du facteur humain dans les accidents et les risques d'accident, et compte tenu de la volonté d'évaluer l'efficacité des mesures de gestion des accidents graves, on peut prévoir que la mise au point et l'application des méthodes d'EPFH pour des EPS de niveau 2 prendront de l'importance.
- Le traitement formel des incertitudes de niveau 2, dont intégration des incertitudes de niveau 1 et de niveau 2 : la qualité d'une EPS destinée à faciliter les décisions tient à l'évaluation systématique de l'impact des principales incertitudes sur les résultats. Des modèles plus ou moins formalisés et élaborés ont été appliqués à des EPS de niveau 2 (voir référence [6]), qui vont de la simple étude de sensibilité à un traitement plus approfondi des incertitudes épistémiques et aléatoires par une démarche structurée comportant notamment la propagation de ces incertitudes. Il est considéré aujourd'hui comme prioritaire de mettre au point des guides d'application qui répondent aux exigences particulières des EPS de niveau 2.

## Conclusions

La principale conclusion de cet avis technique est que la méthodologie des EPS de niveau 2 est parvenue à maturité. En témoigne le nombre important d'analyses de grande qualité qui ont été effectuées ces dernières années et utilisées pour identifier les faiblesses potentielles des installations aux accidents graves ainsi que les mesures de gestion de ces accidents qui pourraient être adoptées.

L'EPS de niveau 2 est désormais considérée comme un élément essentiel de l'analyse de sûreté réalisée pour toutes les centrales nucléaires du monde entier. Les exploitants et les autorités de sûreté se servent des informations fournies par l'EPS de niveau 2 pour leurs décisions concernant l'exploitation des centrales, en particulier les différents aspects de la gestion des accidents graves.

Avec le développement de la méthodologie des EPS de niveau 2, un cadre cohérent s'est constitué. Des organisations internationales ont établi des guides concernant la réalisation de ces études. Dans la pratique toutefois, il existe des différences tant au niveau des méthodes employées que dans le niveau de détail de chacune des étapes des différentes analyses, cela en partie en raison de la variabilité des objectifs définis pour ces études. Bon nombre de ces différences devraient disparaître avec la rédaction de normes de qualité et de guides qui a été entreprise.

Le succès rencontré par la méthode depuis les premières études effectuées dans les années 80 s'explique en grande partie par les progrès importants de notre compréhension des phénomènes qui se produisent lors des accidents graves et des termes sources ainsi que par les avancées de la modélisation employée dans les codes actuels d'analyse intégrée des accidents graves. Les activités de recherche et de développement se sont poursuivies dans les instances internationales, bien qu'à moindre échelle, surtout pour enrichir nos connaissances et les bases de données indispensables à la validation et l'amélioration des modèles.

Les étapes futures consisteront à intégrer les EPS de niveau 2 aux EPS vivantes et les utiliser dans des applications reposant sur la démarche d'information par le risque. Ces progrès passeront par l'amélioration de la méthodologie des EPS de niveau 2 dans un certain nombre de domaines et notamment l'interface entre l'EPS de niveau 1 et l'EPS de niveau 2, la modélisation de la récupération des systèmes de sûreté et l'étude probabiliste de la fiabilité humaine.

L'incertitude épistémique est jugée très importante pour certains aspects de l'EPS de niveau 2. Étant donné son impact sur les décisions fondées en partie sur la démarche probabiliste, il faudra envisager également de traiter les incertitudes de manière plus intégrée.

Enfin, sachant le rôle qu'ont joué les codes intégrés d'accidents graves (fondés sur des recherches) dans le succès des EPS de niveau 2, il faudra orienter les activités futures de recherche et développement de sorte que ces codes puissent jouer un rôle plus central et intégré lors de la quantification des EPS. Ce qui devrait modifier (et très probablement réduire) la place des avis d'experts et de la modélisation des phénomènes dans les arbres d'événements au moment de la quantification.

## Références

- [1] *Level 2 PSA Methodology and Severe Accident Management*; NEA/CSNI/R(97)11; NEA/ CSNI (ed.); 1997.
- [2] *Severe Accident Risks: An Assessment of Five US Nuclear Power Plants*; NUREG 1150; USNRC; 1990.
- [3] *OCDE/CSIN International Workshop on Level 2 PSA and Severe Accident Management*; Cologne, Allemagne; 29-31 mars 2004.
- [4] *Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2)*; IAEA Safety Series No 50-P-8; IAEA; 1995.
- [5] *Regulatory Review of Probabilistic Safety Assessment (PSA) Level 2*; IAEA-TECDOC-1229; IAEA; juillet 2001.
- [6] *OECD/CSNI Workshop on Evaluation of Uncertainties in Relation to Severe Accidents and Level 2 PSA*; Aix-en-Provence, France; 7-9 novembre 2005.
- [7] *Towards Harmonisation of Level 2 Probabilistic Safety Assessment in Europe*; Post FISA 2006 Workshop; Luxembourg; 16 mars 2006.
- [8] *Overview of SARNET Progress on PSA 2 Topic, The First European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR)*; B Chaumont; Aix-en-Provence; 14-16 novembre 2005.