

# Rôles et limites des EPS

par Etienne Kalalo, chargé d'affaires et  
Dominique Brenot, adjoint au sous-directeur  
chargé des réacteurs de puissance - DGSNR

La démonstration de la sûreté des réacteurs nucléaires français repose pour l'essentiel sur une approche déterministe, c'est-à-dire que les dispositions de conception retenues par l'exploitant sont justifiées notamment par l'étude d'un nombre limité d'accidents de dimensionnement et par l'application de règles et critères qui incluent des marges et des conservatismes.

Cette approche est complétée par la réalisation des études probabilistes de sûreté (EPS). Les EPS sont une méthode d'évaluation des risques fondée sur une investigation systématique des scénarios accidentels. Elles se composent d'un ensemble d'analyses techniques permettant d'apprécier les risques liés aux installations nucléaires en termes de fréquence des événements redoutés et de leurs conséquences.

## Complémentarité des deux approches

En réalité, l'approche probabiliste et l'approche déterministe ont toutes deux pour but de maintenir les risques liés aux installations nucléaires à des niveaux acceptables. La différence entre les deux approches est d'ordre méthodologique.

En effet, dans la démarche probabiliste, on définit une « **situation redoutée** » (fusion du cœur, rejet hors de l'enceinte de confinement ou conséquences sanitaires et socioéconomiques), puis, à partir d'une liste d'événements *initiateurs*<sup>(1)</sup> (auxquels

sont associées des fréquences d'occurrences annuelles) la plus complète possible, on construit des arbres d'événements<sup>(2)</sup>. A chaque sollicitation des automatismes ou intervention des opérateurs pour tenter de ramener le réacteur vers un état sûr, est affectée une probabilité de réussite (1-p) ou d'échec p. Ainsi, comme on peut le voir sur la *figure 1*, se développent à chaque fois deux branches.

De même, dans la démarche déterministe, on définit une situation redoutée par catégorie d'initiateurs, puis, à partir d'une liste **conventionnelle** (c'est-à-dire **déterminée**) d'initiateurs simples, on bâtit des *arbres d'événements*<sup>(2)</sup>. Cependant, la différence essentielle est qu'ici les probabilités ne peuvent prendre que deux valeurs, soit 0, soit 1 (voir *figure 2*). En effet, dans l'approche déterministe, du fait de règles de dimensionnement particulières, on doit démontrer que, pour tout événement initiateur simple, le réacteur pourra être conduit de manière certaine (avec une probabilité de 1) vers un état sûr en respectant des règles et des critères qui incluent des marges et des conservatismes. Ainsi, le résultat de toute sollicitation ou de toute intervention est bien **déterminé** et doit respecter des critères visant à limiter les conséquences des événements retenus. Des conséquences plus élevées peuvent être admises pour des événements ou conditions moins fréquents. Cette démarche déterministe qui est très perti-

1 Un événement initiateur est un événement qui perturbe le fonctionnement normal de l'installation, conduisant à une dérive de certains paramètres de l'installation (pression, température, réactivité...) à partir duquel une séquence accidentelle peut se développer.

2 La méthode de l'arbre d'événements est une méthode inductive consistant à envisager, de manière systématique, pour un événement initiateur, le succès ou l'échec des systèmes et actions de conduite mis en œuvre pour arrêter la progression de l'incident ou de l'accident. Un arbre d'événements est un schéma logique permettant de définir les séquences accidentelles. Chaque branche de l'arbre d'événements est constituée de combinaisons de succès ou d'échec des systèmes et actions de conduite et correspond à une séquence.

Dossier : Les études probabilistes de sûreté

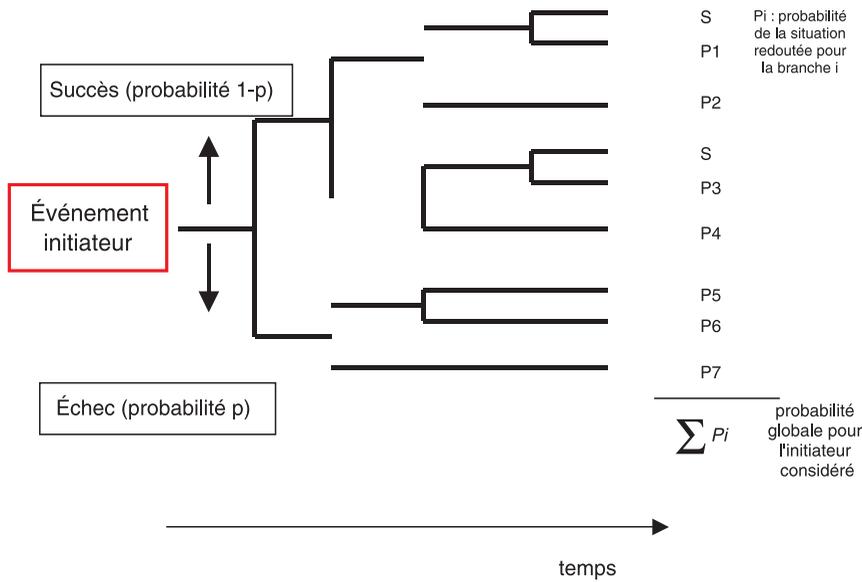


Figure 1

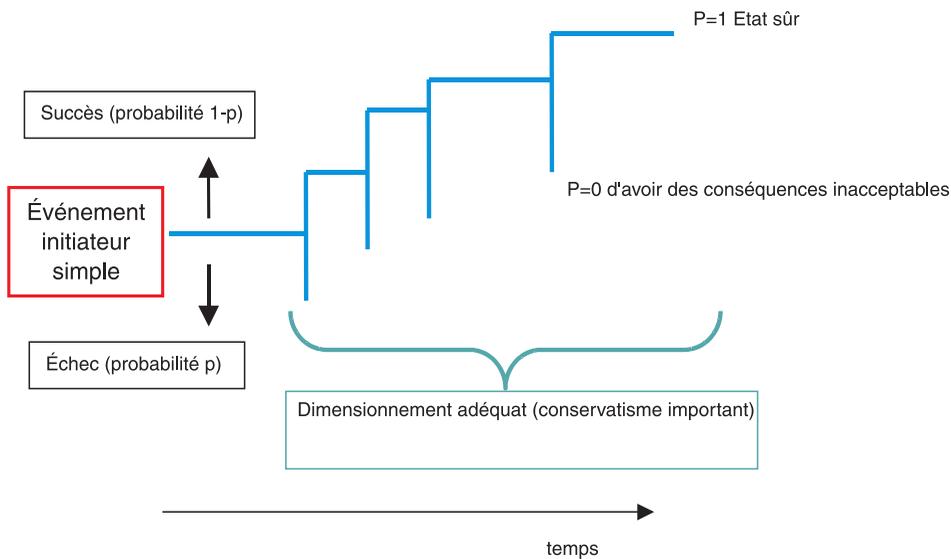


Figure 2

nente dans la phase de dimensionnement du réacteur est complémentaire de l'approche probabiliste qui permet notamment de s'assurer que tous les événements plausibles sont bien pris en compte.

**Rôle et apport des EPS**

Les EPS permettent d'obtenir une vue globale de la sûreté, intégrant aussi bien la tenue des équipements que le comportement des opérateurs. A ce titre, elles aident à estimer le caractère satisfaisant des dispositions retenues par l'exploitant. En outre, elles permettent de hiérarchiser

les problèmes de sûreté relatifs à la conception ou à l'exploitation des réacteurs et constituent un outil de dialogue entre les exploitants et l'administration.

Pour les réacteurs en exploitation, les EPS contribuent à apprécier le niveau global de leur sûreté et permettent de mettre en évidence des points pour lesquels des évolutions tant de la conception que de l'exploitation peuvent être étudiées, voire jugées nécessaires.

Pour les futurs réacteurs, le développement des EPS s'effectue en même temps que se précise la conception, de façon à

mettre en évidence des situations comportant des défaillances multiples pour lesquelles des dispositions devront être prises pour en réduire la fréquence ou en limiter les conséquences.

Trois types d'EPS peuvent être élaborées, suivant les conséquences étudiées :

- une EPS de niveau 1 permet d'identifier les séquences menant à la fusion du cœur et de déterminer leurs fréquences ;
- une EPS de niveau 2 permet d'évaluer la nature, l'importance et les fréquences des rejets hors de l'enclauement de confinement ;
- une EPS de niveau 3 permet d'évaluer les fréquences calculées de conséquences exprimées en termes dosimétriques ou en termes de contamination (voire en termes de fréquence de cancers ou d'autres effets sur la santé).

### Limites des EPS

Les incertitudes et les limites associées aux EPS impliquent certaines précautions lors de l'interprétation des résultats et de l'utilisation des EPS dans le processus de prise de décision.

En effet, les EPS présentent des limites en termes d'exhaustivité qui concernent par exemple :

- le domaine couvert (absence de traitement de certaines agressions internes ou externes) ;
- le choix des interventions humaines traitées dans les EPS ;
- la définition des familles de composants affectées par des défaillances de cause commune (les défaillances de cause commune affectant des composants appartenant à des systèmes différents n'étant pas systématiquement traitées).

Par ailleurs, les principales incertitudes associées aux EPS concernent d'une part les données quantitatives d'entrée, d'autre part les simplifications et les hypothèses prises en compte.

Parmi les incertitudes engendrées par les simplifications et inhérentes aux hypothèses effectuées pour la modélisation et la quantification, peuvent être cités, de manière non exhaustive, les choix de regroupement des événements initiateurs,

les choix de scénarios pour les calculs thermohydrauliques et neutroniques supports, les incertitudes sur les résultats de ces calculs, les incertitudes liées à la connaissance des phénomènes, les incertitudes liées à la modélisation des actions humaines, à la modélisation simplifiée et à l'estimation de la fiabilité des logiciels, à l'estimation de la fiabilité des équipements fonctionnant au-delà de leurs conditions de qualification, au choix des méthodes probabilistes.

### Place des EPS dans la réglementation à l'étranger

La plupart des Autorités de sûreté considèrent les approches déterministes et probabilistes comme complémentaires, et cherchent à les combiner de la manière la plus efficace possible.

Cependant, selon les pays, la place occupée par les EPS dans la réglementation oscille entre un cadre réglementaire très précis et une situation très informelle. Ainsi, dans certains pays, il existe des objectifs probabilistes dont le respect doit être démontré (Pays-Bas, Royaume-Uni, Finlande, etc.), ce qui implique la réalisation d'EPS et leur approbation formelle, tandis que, dans d'autres, des objectifs probabilistes ont été donnés à titre indicatif, sans que soit exigé leur respect.

Aux Etats-Unis, par exemple, il a été introduit récemment dans la réglementation la notion de « risk-informed regulation », qui sert maintenant d'élément de réflexion dans la plupart des autres pays. L'approche « risk-informed » a pour objet de combiner les avantages apportés par l'approche probabiliste avec ceux de l'approche déterministe classique. Il s'agit donc d'une approche intermédiaire entre l'approche déterministe (qui ne tient pas compte explicitement de l'évaluation du risque) et une approche « risk-based » qui reposerait uniquement sur les évaluations probabilistes. Cette approche « risk-informed » est en fait une démarche où l'éclairage probabiliste est pris en compte en même temps que d'autres facteurs pour établir des exigences qui permettent de concentrer davantage l'attention de l'exploitant et de l'Autorité de sûreté nucléaire sur les problèmes de conception et de fonctionne-

ment des réacteurs qui ont la plus grande importance pour la santé publique et de la sûreté.

En France, depuis 1990, l'utilisation des études probabilistes de sûreté (EPS) est devenue courante pour conforter ou compléter les analyses de sûreté déterministes classiques. La DGSNR a souhaité préciser leurs limites d'emploi et leur domaine de pertinence en rédigeant une règle fondamentale de sûreté sur ce thème, en collaboration avec l'IRSN et en associant étroitement EDF à ce travail. Davantage de détails sur cette RFS sont donnés dans l'article consacré spécifiquement à ce sujet.

### **Position de L'Autorité de sûreté française**

L'ASN considère les EPS comme un outil précieux d'aide à l'analyse de sûreté, ayant contribué de façon importante et croissante à l'amélioration de la sûreté des réacteurs.

Les qualités essentielles des EPS sont de permettre une vue plus exhaustive des problèmes de sûreté et une possibilité de hiérarchiser les problèmes.

Il faut cependant ne pas accorder une confiance excessive aux résultats numériques (en particulier en valeur absolue) et rester conscient des incertitudes qui sont liées à ces résultats. Les principales catégories d'incertitudes sont les incertitudes liées aux données, les incertitudes liées aux hypothèses et les incertitudes liées au manque d'exhaustivité.

Par ailleurs, on peut noter que les EPS ne constituent pas l'unique moyen de tenir compte du risque dans les évaluations de sûreté : le risque peut aussi être pris en considération de manière implicite ou relative, en particulier dans la démarche de sûreté déterministe (défense en profondeur, marges de sûreté, etc.). Les EPS permettent de préciser la notion de risque en en fournissant, dans leur domaine de validité, une valeur quantifiée.

L'utilisation d'objectifs probabilistes quantifiés n'est pas souhaitable, car, outre la difficulté de la démonstration compte tenu des incertitudes évoquées ci-dessus, le respect d'objectifs pourrait, de plus, conduire les exploitants à considérer que la sûreté est suffisante, alors que le but de l'ASN n'est pas seulement de maintenir la sûreté mais de toujours chercher à l'améliorer.

# La règle fondamentale de sûreté sur les EPS

**par Frédérique Pichereau, Chef du bureau de développement des études probabilistes (DBEPS) - Département d'évaluation de sûreté (DES) - Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN)**

## Introduction

Depuis 1990, l'utilisation des études probabilistes de sûreté (EPS) est devenue courante pour conforter ou compléter les analyses de sûreté déterministes classiques. La DGSNR a souhaité mieux préciser les méthodes acceptables en termes de développement et les utilisations acceptées ou encouragées par elle, compte tenu notamment des limites d'emploi des EPS et de leur domaine de pertinence. Elle a ainsi décidé la rédaction d'une règle fondamentale de sûreté (RFS) sur ce thème, en collaboration avec l'IRSN et EDF. Les RFS sont des documents dont le respect par les industriels vaut conformité à la pratique réglementaire française ; elles traduisent un consensus technique qui prévaut à un moment donné.

La RFS relative au développement et à l'utilisation des EPS a été publiée en décembre 2002 (RFS 2002-1). Le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires a été consulté à deux reprises lors de l'élaboration de la règle.

## Objectif de la règle

La sûreté des réacteurs nucléaires français repose pour l'essentiel sur des bases déterministes. Les études probabilistes de sûreté (EPS) permettent de compléter les analyses déterministes classiques grâce à leur méthode particulière d'investigation.

L'objectif général de la RFS est de préciser les méthodes acceptables pour le développement des EPS et les applications éprouvées des EPS pour les réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire français en exploitation ou futur, compte tenu de l'expérience nationale et internationale disponible en ce domaine.

## Contenu de la règle

Après présentation de l'objet de la règle, la RFS se compose de quatre parties : une partie doctrine explicitant l'articulation entre les approches déterministe et probabiliste et la notion d'EPS de référence, une partie domaine de couverture des EPS précisant notamment le domaine de couverture « minimal » de l'EPS de référence, une partie méthodes acceptables en matière de réalisation des EPS de niveau 1 et une partie application des EPS.

Les points les plus importants de la règle sont commentés ci-après.

## Articulation entre les approches déterministe et probabiliste

La RFS précise l'articulation entre les approches déterministe et probabiliste.

La sûreté des réacteurs à eau sous pression (REP) du programme électronucléaire français repose pour l'essentiel sur une conception déterministe fondée sur le concept de défense en profondeur. La RFS précise comme suit l'apport des EPS dans l'évaluation de sûreté, en tant que complément à l'approche déterministe :

« Les EPS sont une méthode d'évaluation des risques basée sur une investigation systématique des scénarios accidentels. Elles permettent d'obtenir une vue globale de la sûreté, intégrant aussi bien la tenue des équipements que le comportement des opérateurs.

En effet, les EPS considèrent une liste d'événements initiateurs aussi réaliste et complète que possible. Elles permettent de mettre en évidence des situations de fonctionnement couvrant des événements complexes et des cumuls d'événements,

notamment celles liées à la perte des systèmes redondants et, selon le domaine de couverture, celles liées à l'occurrence d'une agression interne ou externe.

Les EPS établissent, pour chaque événement initiateur, les séquences accidentelles résultant du succès ou de l'échec des systèmes et actions de conduite amenés à intervenir pour assurer les fonctions de sûreté et évaluent la fréquence d'un événement redouté qui dépend du type d'EPS. Par sommation de l'ensemble des valeurs des fréquences calculées, elles permettent d'évaluer la fréquence totale de l'événement redouté, la contribution de chaque événement initiateur à la fréquence calculée et l'importance pour la sûreté des équipements et des actions de conduite.

Les EPS aident à estimer le caractère satisfaisant des dispositions retenues par l'exploitant. Elles permettent de hiérarchiser les problèmes de sûreté relatifs à la conception ou l'exploitation des réacteurs et constituent un outil de dialogue entre les exploitants et l'administration.

Pour les réacteurs en exploitation, les EPS contribuent à apprécier le niveau global de leur sûreté et permettent de mettre en évidence des points pour lesquels des évolutions tant de la conception que de l'exploitation peuvent être étudiées, voire jugées nécessaires.

Pour les futurs réacteurs, le développement des EPS s'effectue en même temps que se précise la conception de façon à mettre en évidence des situations comportant des défaillances multiples pour lesquelles des dispositions devront être prises pour en réduire la fréquence ou en limiter les conséquences. »

### **EPS de référence**

La RFS définit la notion d'EPS de référence.

L'EPS de référence est une EPS élaborée par l'exploitant, pour chaque type de réacteurs, selon les méthodes préconisées par la RFS.

L'EPS de référence couvre de façon aussi réaliste et complète que possible les événements d'origine interne (hors agressions) affectant la chaudière, considérés dans l'ensemble des états du réacteur dans

lesquels ils sont susceptibles de se produire, et examine les séquences accidentelles correspondantes jusqu'à la fusion du cœur (EPS de niveau 1). Son domaine de couverture pourra être étendu au traitement de certaines agressions internes et externes ainsi qu'à l'évaluation des fréquences de rejets avec fusion du cœur, selon l'importance des résultats obtenus, la pertinence des analyses et l'intérêt des applications qui en découlent.

L'exploitant inclut, dans le rapport de sûreté, à l'occasion de chaque réexamen de sûreté, une synthèse de l'EPS de référence, cohérente avec l'état de réalisation et d'exploitation des réacteurs, qui présente notamment les principales hypothèses d'étude et les contributions dominantes à la fréquence calculée de fusion du cœur. Cette EPS de référence fait l'objet d'une analyse par l'IRSN, à la demande de la DGSNR, à la suite de laquelle l'exploitant prendra en compte les demandes et remarques qui lui auront été faites. Il n'est pas prévu, par la DGSNR, de processus d'approbation formelle de l'EPS de référence, dès lors que l'étude de référence a été développée avec les méthodes mentionnées dans la RFS et que l'exploitant a répondu aux demandes et remarques formulées. Ce processus permet en effet de s'assurer de la pertinence des résultats, compte tenu, bien entendu, de l'état des connaissances au moment de l'élaboration de l'étude. L'EPS de référence est construite et mise à jour de telle manière qu'elle puisse être utilisée pour les principales applications. Néanmoins, l'exploitant peut être amené à développer des études particulières pour répondre à des besoins non couverts par l'EPS de référence, à savoir :

- adapter ou compléter l'EPS de référence pour des applications, par exemple pour l'analyse probabiliste de certains événements ;
- traiter, entre deux versions successives des EPS de référence, de nouvelles préoccupations en matière de sûreté (mise en évidence de problèmes de sûreté par l'expérience d'exploitation ou par l'amélioration des connaissances) ou évaluer l'impact d'une modification de conception ou d'exploitation définie en dehors des réexamens de sûreté ;

- étendre le domaine de couverture de l'EPS de référence.

Ces études particulières sont réalisées autant que possible avec les méthodes décrites dans la RFS.

### Méthodes acceptables

De manière générale, une RFS formalise des pratiques éprouvées qui font l'objet d'un large consensus technique. Ainsi, les méthodes mentionnées dans la RFS sont actuellement limitées à l'étude des événements initiateurs d'origine interne hors agressions (EPS de niveau 1) dont le développement est maîtrisé et qui a donné lieu à des applications pratiques. Elles s'appliquent aux EPS réalisées pour les réacteurs en exploitation et pour les futurs réacteurs, sauf sur des points particuliers qui sont explicitement mentionnés.

Les méthodes relatives à des développements non suffisamment éprouvés (prise en compte des agressions externes ou internes et notamment de l'incendie, EPS de niveau 2) ne sont donc pas décrites dans la RFS. En fonction de la maturité de ces développements et des utilisations des études, ces méthodes pourront être intégrées à une révision de la règle.

Il faut néanmoins noter que la RFS introduit la possibilité d'étendre le domaine de couverture de l'EPS de référence sous la forme d'une étude particulière. A titre d'exemple, une telle étude peut consister à effectuer un regroupement des séquences accidentelles menant à la fusion du cœur en fonction de caractéristiques relatives à l'importance des rejets.

De manière générale, il n'a pas été jugé souhaitable de figer les méthodes de manière trop précise dans la RFS. Certaines disciplines sont en effet en constante évolution, compte tenu, notamment, de l'accroissement des connaissances. Ainsi, on peut citer l'évaluation probabiliste de la fiabilité humaine.

La RFS n'introduit pas non plus de valeurs numériques. Pour ce qui concerne par exemple les données de fiabilité, la RFS fixe en fait les méthodes acceptables pour les élaborer, mais ne préconise pas de valeurs numériques (taux de défaillance à

la sollicitation, en fonctionnement) à employer.

Plus précisément, le chapitre « méthodes » aborde les thèmes suivants :

- identification des événements initiateurs (définition, événements initiateurs retenus) ;
- construction des séquences accidentelles (états d'échec ou de succès, durée retenue pour l'étude, détermination des missions des systèmes et des missions de conduite, calculs physiques associés, traitement des dépendances, traitement des restaurations) ;
- analyse des missions des systèmes (analyse des défaillances et méthodes de modélisation) ;
- données quantitatives d'entrée (généralités sur les méthodes de collecte des données, profil de fonctionnement, quantification des fréquences des événements initiateurs, données de fiabilité des matériels, fiabilité des équipements fonctionnant au-delà de leurs conditions de qualification) ;
- défaillances de cause commune (identification et quantification) ;
- évaluation de la fiabilité humaine (analyse de la fiabilité humaine en conduite normale, en conduite accidentelle, acquisition de données quantifiées, fiabilité humaine dans les EPS réalisées à la conception des futurs réacteurs) ;
- méthode de quantification des séquences accidentelles ;
- extension des EPS de niveau 1 : regroupement des séquences accidentelles selon l'importance des rejets associés ;
- exploitation des résultats (résultats attendus, incertitudes, limites des EPS, précautions dans l'utilisation des résultats des EPS) ;
- documentation et qualité.

### Évaluation des incertitudes

Électricité de France devra mettre en œuvre la RFS pour l'élaboration de ses futurs modèles de référence.

De manière générale, si les EPS récemment réalisées sont globalement conformes à la RFS, il faut noter qu'elles ne respectent pas l'ensemble des prescriptions relatives à l'identification et l'évaluation des incerti-

tudes. La règle mentionne à cet égard : « Les principales incertitudes sont identifiées et l'impact de ces incertitudes sur les résultats est évalué de façon quantitative ou qualitative. Pour ce faire, plusieurs moyens peuvent être employés : calculs d'incertitudes, études de sensibilité aux données ou hypothèses ayant un impact important sur les résultats ou, au minimum, identification qualitative des sources majeures d'incertitudes ».

### Applications

De manière générale, le terme « application des EPS » s'applique à toute approche de sûreté des réacteurs utilisant des méthodes probabilistes pour aider à la prise de décision, notamment en termes d'évolution de la conception, de l'exploitation et de la préparation à la gestion des accidents.

La RFS traite les applications réalisées à la demande de la DGSNR ou à l'initiative de l'exploitant et approuvées par la DGSNR, qu'elles aient donné lieu à des évolutions en termes de conception et d'exploitation, ou permis d'apporter des justifications au maintien en l'état d'une installation.

Sont ainsi développées les cinq applications suivantes : utilisation des EPS lors du réexamen de sûreté, analyse probabiliste des événements (traitement des précurseurs), utilisation des EPS lors de la conception des futurs réacteurs, utilisation des EPS pour le calcul de l'importance pour la sûreté des systèmes et des matériels, utilisation des EPS pour les spécifications techniques d'exploitation.

Les applications des EPS qui ne sont encore que potentielles ou en cours de développement, telles que l'utilisation des EPS pour les essais périodiques, pour l'évaluation des procédures, pour la formation, pourront être intégrées à des révisions de la règle une fois leur maturité atteinte.

Pour chaque application, sont systématiquement abordés les points suivants :

- l'intérêt général de l'application en matière de sûreté, avec un volet spécifique concernant l'apport des EPS ;
- la méthode d'utilisation des EPS ;
- la contribution des EPS au processus de décision.

Il est important de noter que le texte de la RFS ne mentionne aucun objectif probabiliste quantifié, que ce soit dans le chapitre de doctrine ou dans le chapitre relatif aux applications.

Les objectifs figurent sous la forme d'objectifs généraux formulés en termes qualitatifs vis-à-vis desquels l'application doit se situer. Le paragraphe « contribution des EPS au processus de décision » ne fait ainsi pas référence à des objectifs chiffrés ; seules figurent des notions de types « seuil de sélection, valeur repère ».

En effet, de manière générale, la DGSNR n'estime pas souhaitable l'utilisation d'objectifs probabilistes quantifiés, car, outre la difficulté de la démonstration compte tenu des incertitudes inhérentes à ce type d'études, le respect d'objectifs pourrait, de plus, conduire les exploitants à considérer que la sûreté est suffisante, alors que le but de l'Autorité de sûreté n'est pas seulement de maintenir la sûreté à son niveau actuel, mais de toujours chercher à l'améliorer.

### Conclusion

Depuis 1990, l'utilisation des EPS est devenue courante pour conforter ou compléter les analyses de sûreté déterministes classiques. Il faut noter par exemple, pour le projet EPR (European Pressurized water Reactor), une imbrication, dès la conception, des approches déterministe et probabiliste. S'il n'est nullement envisagé de remettre en question une démarche de conception déterministe des réacteurs, il convenait de mieux préciser les méthodes acceptables pour le développement des EPS et leurs usages.

Pour ce qui concerne les méthodes applicables pour le développement des EPS de niveau 1, la rédaction de la RFS EPS a permis de fixer les bonnes pratiques en la matière. Au cours de la rédaction, il a été tenté de trouver un bon équilibre entre un texte peu prescriptif, qui n'interdit pas l'utilisation de méthodes nouvelles lorsque l'état de l'art le permet, mais dont l'application ne garantit pas la pertinence des résultats, et un texte beaucoup plus précis mais peu favorable à l'évolution des méthodes et des connaissances.

## Dossier : Les études probabilistes de sûreté

Le thème pour lequel il est sans doute le plus difficile de préconiser des méthodes dont le respect garantit la qualité de l'étude est l'évaluation probabiliste de la fiabilité humaine. C'est notamment pour cette raison que, lors de la diffusion de la RFS, il a été indiqué que toute nouvelle méthode d'évaluation de la fiabilité humaine devait être transmise pour examen avant sa prise en compte dans l'EPS de référence.

Pour ce qui concerne les applications, la RFS précise l'apport des EPS dans l'évaluation de sûreté pour chaque application

considérée, la méthode générale à employer et les objectifs associés, formulés de manière qualitative, aucun objectif quantitatif ne figurant dans la règle.

Si la RFS EPS est actuellement limitée aux méthodes acceptables pour le développement des études de niveau 1 et à cinq applications éprouvées, des révisions de la règle permettront d'intégrer les développements en cours, notamment l'EPS de niveau 2, et d'autres utilisations, une fois leur maturité atteinte.

# Les principaux résultats des EPS pour les réacteurs français

par **Jeanne-Marie Lanore**, Conseiller scientifique du Groupe permanent pour les réacteurs  
 et **François Corenwinder**, Chef de projet pour les EPS de niveau 1 sur les REP 900 MWe - Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN)

## Introduction

La sûreté des réacteurs nucléaires français repose pour l'essentiel sur des bases déterministes. Les études probabilistes de sûreté (EPS) permettent de compléter les analyses déterministes classiques grâce à leur méthode particulière d'investigation.

Les premières études de fiabilité de systèmes ont été réalisées en France dès le début des années 1970. Ces études ont conduit à la mise en œuvre de dispositions de conduite accidentelle en cas de défaillance de certains systèmes redondants.

Deux EPS complètes ont ensuite été réalisées, l'une par l'IRSN pour l'Autorité de sûreté et l'autre par EDF, respectivement pour les REP de 900 MWe et de 1300 MWe (EPS 900 et EPS 1300). Les résultats en ont été présentés au Groupe permanent pour les réacteurs et publiés en avril 1990.

Depuis cette publication, et compte tenu de l'utilisation croissante des EPS pour l'évaluation de la sûreté des REP, divers développements ont été entrepris par l'IRSN et par EDF afin de mettre à jour ces études et d'élargir leur domaine de couverture.

Cet article présente les principaux résultats des EPS de 1990, les enseignements importants qui en ont été tirés, et fournit quelques éléments sur les résultats des études plus récentes.

## Résultats des EPS de 1990

Ces études sont des EPS de niveau 1 (dont le but est d'évaluer la fréquence de fusion du cœur). Elles traitent l'ensemble des événements internes à l'installation mais ne

couvrent ni les agressions internes ni les agressions externes. En revanche, tous les états du réacteur ont été considérés.

Il est à noter que les deux études ont été développées par des organismes différents, mais, après une phase préliminaire menée indépendamment, une analyse réciproque très détaillée des premiers résultats a permis une harmonisation aussi large que possible des méthodes et données, ainsi qu'une amélioration de la qualité et de l'exhaustivité des deux études.

## Événements initiateurs

Les événements initiateurs considérés dans les deux EPS ont été regroupés selon leurs conséquences sur le déroulement des séquences accidentelles en un nombre limité de familles dont la liste est donnée dans le tableau page suivante.

## États du réacteur

Les états du réacteur retenus dans les EPS et les durées moyennes passées dans les différents états sont présentés dans le tableau 2.

## Résultats de l'EPS de niveau 1 des réacteurs de 900 MWe (Figures 1 et 2)

En 1990, la fréquence de fusion du cœur a été estimée à  $5 \cdot 10^{-5}$  par année.réacteur pour les réacteurs de 900 MWe.

Les figures suivantes présentent la répartition de cette fréquence par état du réacteur et par famille d'événements initiateurs.

## Dossier : Les études probabilistes de sûreté

Famille	Principaux sous initiateurs
Accident de perte de réfrigérant primaire (APRP)	Grosses brèches (GB) Brèches intermédiaires (BI) Petites brèches (TPB) Brèches en phase vapeur du pressuriseur (VA) Très petite brèche (TPB)
Accident de perte de réfrigérant primaire hors enceinte (V_LOCA)	Suppression du circuit PTR par le circuit RRA Suppression du circuit RIS partie basse pression Rupture du circuit RCV
Rupture de tuyauterie secondaire (RTS)	Rupture de tuyauterie vapeur (RTV) Rupture de tuyauterie d'eau d'alimentation des générateurs de vapeur (RTE)
Rupture de tube de générateur de vapeur (RTGV)	Rupture d'un tube de GV Rupture de deux tubes de GV Petite RTGV Cumul RTV et RTGV
Perte de la source froide (H1)	Perte de la prise d'eau Perte du système d'eau brute secourue (SEC) Perte du système de refroidissement intermédiaire (RRI) Perte du refroidissement des banalisés du RRI Perte du système de refroidissement à l'arrêt (RRA)
Perte totale des alimentations électriques (H3)	
Transitoires primaires (TRCP)	Injection de sécurité (IS) intempestive Dilution homogène Dilution hétérogène
Transitoires secondaires (TGTA)	Perte du poste d'eau incluant les pertes totales d'eau d'alimentation des générateurs de vapeur (H2)
Pertes de sources électriques (PDS)	Source externe principale Sources externes principale et auxiliaire Tableau LH (6,6 kV) LB (125 V) LC (48 V) LDA (30V)
Transitoires avec échec de l'arrêt automatique du réacteur (ATWS)	

Tableau 1 : Familles d'événements initiateurs

État du réacteur	Libellé	Durée
A	Depuis la pleine puissance jusque l'atteinte de P11 <sup>1</sup> ou P12 <sup>2</sup> . Attente ou arrêt à chaud. Arrêt intermédiaire.	7488 h
B	Entre (P11 <sup>3</sup> , P12 <sup>4</sup> ) et les conditions de connexion du RRA, RRA non connecté	38 h
C	RRA connecté. Circuit primaire fermé, plein et éventé	264 h
D	RRA connecté, niveau plan médian des boucles. Arrêt pour intervention	456 h
E	Déchargement. Arrêt piscine pleine	216 h

<sup>1</sup> Seuil de pression au-delà duquel l'injection est automatique ; <sup>2</sup> Seuil de température au-delà duquel l'injection est automatique,

Tableau 2 : Etats du réacteur

## Dossier : Les études probabilistes de sûreté

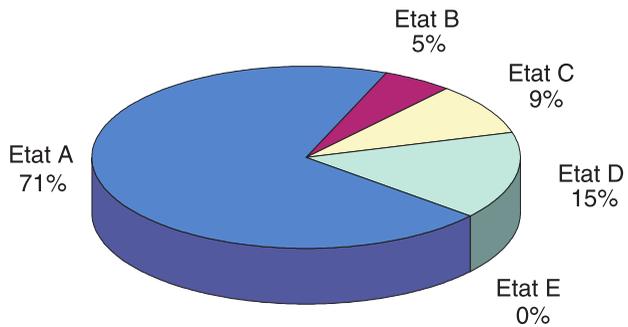


Figure 1 : Réacteur 900 MWe-Répartition de la fréquence de fusion du cœur par état

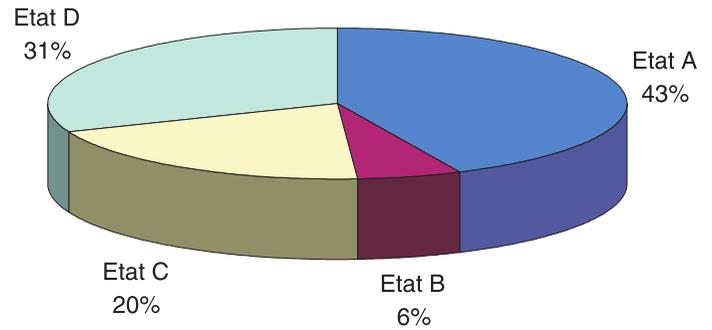


Figure 3 : Réacteur 1300 MWe-Répartition de la fréquence de fusion du cœur par état

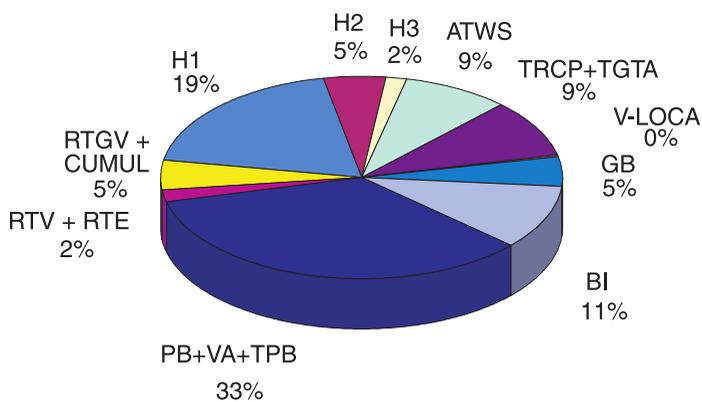


Figure 2 : Réacteur 900 MWe-Répartition de la fréquence de fusion du cœur par famille d'accidents

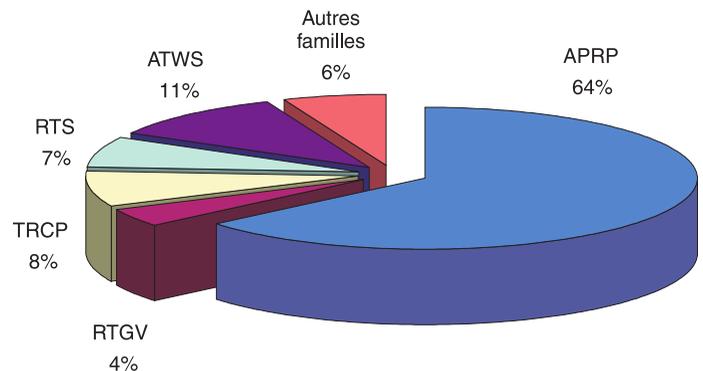


Figure 4 : Réacteur 1300 MWe-Répartition de la fréquence de fusion du cœur par famille d'accidents

### Résultats de l'EPS de niveau 1 pour les réacteurs de 1300 MWe (Figures 3 et 4)

En 1990, la fréquence de fusion du cœur a été estimée à  $10^{-5}$  par année réacteur pour les réacteurs de 1300 MWe.

Les figures suivantes présentent la répartition de cette fréquence par état du réacteur et par famille d'événements initiateurs.

#### Points marquants et principaux enseignements

##### Résultats d'ensemble

Globalement les résultats des deux EPS n'ont pas identifié de famille d'événements initiateurs particulièrement dominante, ce qui indique une certaine homogénéité de la sûreté des deux paliers.

La différence entre les résultats relatifs aux réacteurs de 900 et 1300 MWe, même si le facteur 5 comporte une certaine incertitu-

de, s'explique néanmoins par plusieurs améliorations de conception en faveur du palier le plus récent (conception des systèmes d'injection de sécurité (RIS) et d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG), existence d'automatismes supplémentaires...).

#### Importance du risque dans les états d'arrêt

Le point le plus marquant des résultats de 1990 était la contribution dominante des états d'arrêt dans le résultat global. Les états B, C et D contribuaient pour 29% dans l'EPS 900 et pour 57% dans l'EPS 1300 à la fréquence annuelle de fusion du cœur, ce qui signifie que le risque horaire était plus élevé dans les états d'arrêt que dans l'état en puissance. Ce résultat s'explique car, lors de l'élaboration des EPS de 1990, la plupart des automatismes de protection des réacteurs étaient inopérants à l'arrêt, et la conduite accidentelle par les opérateurs était difficile compte tenu notamment de procédures inadaptées ou inexis-

tantes, et d'indications non pertinentes. Le risque était particulièrement élevé dans l'état D correspondant à un faible inventaire en eau dans le circuit primaire, donc à des délais courts pour les interventions des opérateurs.

On peut noter de plus que la contribution relative était encore plus élevée dans l'EPS 1300, ce qui souligne le fait que les améliorations de sûreté entre les paliers avaient surtout concerné l'état en puissance.

#### *Contribution des facteurs humains*

Les facteurs humains jouent un rôle très important ; en effet, les séquences accidentelles contenant au moins une erreur humaine contribuent pour près de 70% dans l'EPS 900 et pour 80% dans l'EPS 1300. Il faut cependant noter que les facteurs humains interviennent aussi de façon positive, car pour de nombreuses séquences la fusion du cœur est évitée grâce à une action des opérateurs.

Les EPS ont mis en évidence tout l'intérêt des mesures prises pour améliorer la conduite accidentelle, comme les procédures H et U (qui permettent de traiter des situations accidentelles complexes) et la présence de l'ingénieur de sûreté.

### **Principales retombées**

#### *Risques dans les états d'arrêt*

Les EPS ont mis en évidence le problème des risques dans les états d'arrêt, et notamment deux scénarios particulièrement dominants : la perte du refroidissement à l'arrêt en cas de faible inventaire en eau dans le circuit primaire, et l'insertion rapide d'eau insuffisamment borée dans le cœur du réacteur pouvant conduire à un accident de réactivité.

Au vu de ces résultats, l'Autorité de sûreté a demandé à EDF de proposer rapidement des mesures permettant de réduire la fréquence de ces scénarios. L'exploitant a mis en œuvre des actions immédiates, puis, après des études plus complètes et leur analyse par l'IRSN, des mesures définitives ont été décidées. Ces mesures ont été des améliorations d'exploitation (spécifications techniques, procédures) et de conception (mise en place d'alarmes, d'automatismes).

De plus, au cours de l'analyse du dossier, l'IRSN a identifié d'autres scénarios significatifs, et notamment des séquences pouvant entraîner une rupture fragile de la cuve à basse température. Des mesures ont également été décidées vis-à-vis de ce problème.

#### *Réexamen de sûreté*

Les résultats des EPS ont été utilisés de façon plus systématique dans le cadre du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 puis de 1300 MWe.

Après regroupement par caractéristiques fonctionnelles, les séquences dominantes ont été analysées afin d'identifier de possibles améliorations de sûreté.

Par exemple, pour les réacteurs de 900 MWe, l'utilisation des EPS dans le cadre du réexamen de sûreté a entraîné la mise en œuvre d'un certain nombre de modifications de conception, en vue notamment de :

- réduire la fréquence des séquences de type ATWS (accident avec échec de l'arrêt automatique du réacteur) ;
- constituer une parade à l'initiateur de défaillance de cause commune sur les tableaux de 6,6 kV secours ;
- fiabiliser l'alimentation en eau des générateurs de vapeur.

Les systèmes et matériels influant de manière dominante sur le risque ont été déterminés à partir de l'EPS 900 MWe. Ce recensement a notamment mis en évidence la forte contribution du système DVS, assurant la ventilation des locaux de certaines pompes de sauvegarde. Une revue de conception de ce système a alors été effectuée par EDF et des modifications de conception proposées.

#### *Autres applications*

Par ailleurs les résultats des EPS sont utilisés par EDF et par l'IRSN pour d'autres applications concernant les réacteurs en exploitation (analyse probabiliste des incidents, amélioration des procédures, évaluation des spécifications techniques, formation des opérateurs, optimisation de la maintenance...).

## Résultats récents

### *EPS de niveau 1*

Les EPS 900 et 1300 ont été mises à jour par EDF et, en parallèle, par l'IRSN. Les mises à jour tiennent compte des évolutions de conception et d'exploitation des réacteurs, de l'expérience d'exploitation récente ainsi que des nouvelles connaissances. Des discussions sont actuellement en cours entre EDF et l'IRSN. C'est pourquoi les résultats ne sont pas encore définitifs et seules des indications peuvent être fournies.

Par ailleurs il est difficile de comparer directement les nouveaux résultats à ceux de 1990, car, en tenant compte des nouvelles connaissances, certaines hypothèses ont évolué, et notamment de nouvelles séquences de fusion du cœur ont été identifiées.

Il est cependant possible de dire que, si l'on considère un domaine de couverture équivalent, les améliorations de sûreté ont indiscutablement conduit à réduire la fréquence de fusion du cœur (d'un facteur 2 à 5), et notamment la contribution relative des états d'arrêt.

Néanmoins, quelques nouvelles séquences ayant une importance élevée ont été identifiées par l'IRSN lors de la mise à jour de l'EPS 900. Il s'agit essentiellement de deux types de scénarios : des scénarios d'injection rapide d'eau insuffisamment borée dans le cœur pouvant conduire à un accident de réactivité, et un scénario de perte de réfrigérant primaire à l'extérieur de

l'enceinte de confinement, pouvant conduire à une fusion du cœur avec bypass du confinement. Sur la base d'un certain nombre d'hypothèses fonctionnelles parfois enveloppes, ces deux types de scénarios ont été évalués par l'IRSN, dans une première étape, à plus de  $10^{-4}$  par année.réacteur. Ces hypothèses sont discutées techniquement avec EDF afin d'achever le traitement de ces séquences.

### *EPS incendie et EPS de niveau 2*

Une extension de l'EPS de niveau 1 au traitement de l'incendie est en cours à l'IRSN pour les réacteurs de 900 MWe. De même, une extension à l'évaluation des rejets (EPS de niveau 2) est en cours à la fois à EDF et à l'IRSN, également pour les réacteurs de 900 MWe. Les résultats de ces études nouvelles ne sont pas encore disponibles.

### *EPS à la conception*

Enfin il est intéressant de noter que, dans le cadre du projet franco-allemand EPR (European Pressurised water Reactor), une EPS a été réalisée dès les premiers stades de la conception. Bien qu'il ne soit pas facile de comparer directement les résultats d'études effectuées dans des conditions très différentes (l'EPS à la conception est nécessairement beaucoup plus simplifiée que les EPS relatives aux réacteurs existants), il est cependant possible de constater que les progrès de sûreté envisagés pour EPR permettront de réduire significativement la fréquence de fusion du cœur par rapport aux réacteurs existants.

# Perspectives sur le développement des EPS de niveau 1,2 et 3

par **Jeanne-Marie Lanore**, Conseiller scientifique, membre du Groupe permanent pour les réacteurs - Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN)

## Introduction

Le rôle croissant tenu par les EPS (études probabilistes de sûreté) dans l'évaluation de la sûreté conduit partout dans le monde, et notamment en France, à effectuer de nombreux développements afin de réaliser de nouvelles EPS ou d'améliorer les EPS existantes.

Cet article, dans une première partie, donne quelques éléments relatifs aux caractéristiques d'une EPS, en particulier le domaine de couverture possible, avec notamment la définition des EPS de niveau 1, 2 et 3. Une seconde partie fournit une vue d'ensemble de ce qui est réalisé dans le monde, et une troisième partie décrit plus particulièrement la situation française en matière de développement des EPS.

## Caractéristiques d'une EPS

### Le domaine couvert

Le domaine couvert par une EPS se définit à partir des conséquences étudiées, des événements initiateurs considérés et des états du réacteur pris en considération.

- Suivant les conséquences étudiées, trois types d'EPS peuvent être élaborés.

- L'EPS de niveau 1 consiste à identifier tous les scénarios (combinaisons de défaillances matérielles et/ou humaines) conduisant à la fusion du cœur, et à en évaluer la fréquence à partir des fréquences des événements élémentaires. Cette démarche est schématisée sur la figure 1.

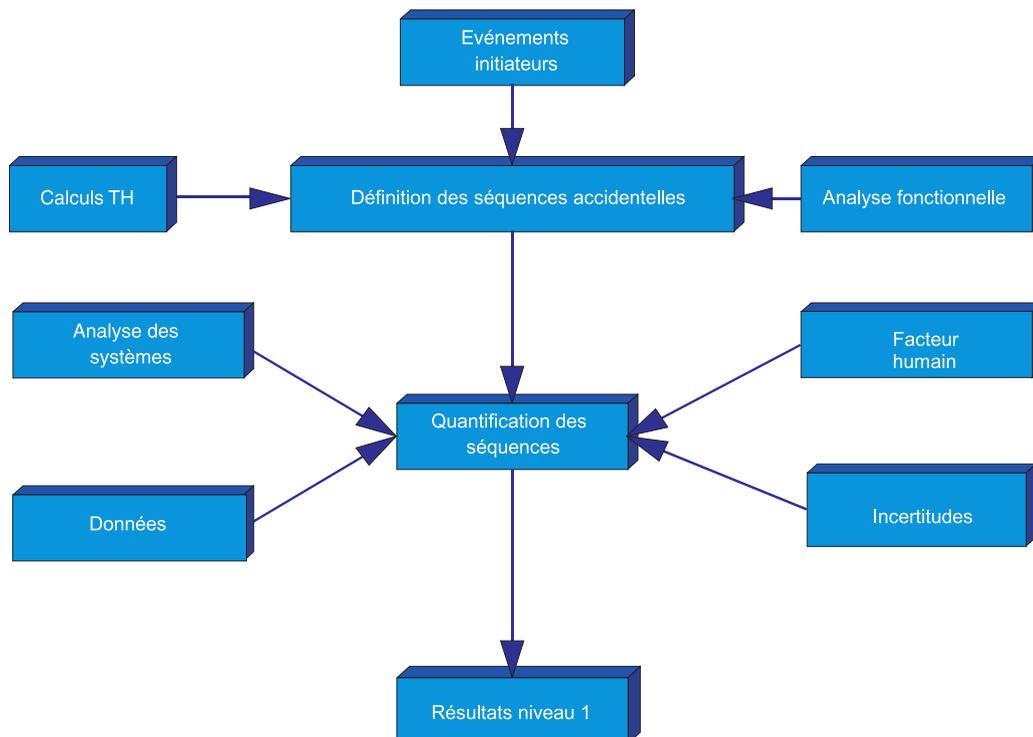


Figure 1 : Etapes d'une EPS de niveau 1

- L'EPS de niveau 2 a pour objet d'identifier, à partir des scénarios de fusion du cœur, quels sont ceux qui peuvent conduire à des rejets de produits radioactifs à l'extérieur de l'enclauement, en tenant compte, non seulement des phénomènes physiques et mécaniques pouvant mettre en cause l'intégrité du confinement, mais aussi des interventions des équipes de crise, puis d'évaluer la fréquence et le niveau des rejets correspondants.

- L'EPS de niveau 3 a pour but d'évaluer, à partir des résultats de l'EPS de niveau 2, les conséquences sur la population et sur l'environnement, exprimées en termes de doses ou de contamination (voire en termes de fréquence de cancers ou d'autres effets sur la santé), en considérant notamment les phénomènes de dispersion atmosphérique, les conditions météorologiques et les plans d'urgence.

En fait, ces trois niveaux constituent des étapes successives d'une même étude. En effet les conséquences sur la population et sur l'environnement ne peuvent apparaître qu'en cas de rejets à l'extérieur de l'enclauement, ceux-ci provenant essentiellement d'une fusion du cœur.

- Les événements initiateurs pris en considération dans une EPS (de niveau 1, 2 ou 3) peuvent être classés en deux grandes catégories :

- les événements initiateurs d'origine interne à l'installation (défaillances d'origine matérielle ou humaine) ;

- les agressions d'origine interne (incendie ou inondation interne...) ou d'origine externe (séisme, incendie ou inondation externe, tornade...).

- Les événements initiateurs retenus peuvent de plus être étudiés dans différents états du réacteur, soit dans un seul état (réacteur à pleine puissance), soit, de plus, dans les états à faible puissance et dans les états d'arrêt.

#### *Méthodes et données*

Le domaine couvert n'est pas la seule caractéristique importante d'une EPS. En effet le soin apporté aux choix concernant les méthodes et données utilisées dans le développement d'une EPS, et en particulier le niveau de détail et la qualité des

analyses physiques et fonctionnelles en support de l'étude, peuvent être très variables et ont une grande importance pour l'utilisation des résultats.

Les incertitudes associées aux résultats, dont l'appréciation est indispensable lors du développement des EPS, sont plus importantes lorsque l'on passe du niveau 1 aux niveaux 2 puis 3, compte tenu du nombre croissant de phénomènes physiques mal connus que l'on doit prendre en considération. De même, les incertitudes sont plus élevées lors du traitement des agressions que lors du traitement des événements internes, ceci étant lié également à la limitation des connaissances relatives aux phénomènes considérés. Néanmoins on peut noter que la qualité et le niveau de détail des analyses permettent de réduire certaines incertitudes.

#### **Situation internationale**

Actuellement tous les pays ayant un programme électronucléaire ont réalisé au moins une EPS. En général les pays développent une EPS par réacteur, et des travaux sont sans cesse en cours pour améliorer, compléter ou mettre à jour les études existantes, ou pour en réaliser de nouvelles (comme indiqué dans les documents de synthèse publiés par l'AEN/CSIN en 1991, 1997 et 2002).

Le domaine couvert par les EPS existantes et leur niveau de détail dépendent beaucoup des objectifs des études.

Dans certains pays il existe, de façon réglementaire, des objectifs probabilistes dont le respect doit être démontré (c'est le cas par exemple des Pays-Bas, du Royaume-Uni, de l'Afrique du Sud, ou dans une moindre mesure des Etats-Unis). Dans ce cas le domaine couvert par les EPS est obligatoirement cohérent avec l'objectif réglementaire.

De façon plus générale, si le but recherché est l'identification et la hiérarchisation des améliorations de sûreté souhaitables ou la recherche d'optimisation d'exploitation, l'exhaustivité des EPS est moins indispensable, mais il est clair que plus le domaine couvert est vaste, plus le nombre d'enseignements est important.

*Le domaine couvert*

- La pratique la plus courante est actuellement de réaliser une EPS de niveau 2, qui apparaît de plus en plus comme un élément d'appréciation indispensable dans les prises de décisions. C'est le cas notamment d'un grand nombre d'études américaines et de la plupart des EPS européennes.

Bien que la première EPS réalisée dans le monde (étude américaine publiée sous le nom de Rapport Rasmussen ou WASH 1400 en 1975) soit une EPS de niveau 3, les EPS de niveau 3 ont été longtemps assez rares, et réalisées surtout par les pays ayant à démontrer le respect d'objectifs de risque exprimés en termes de dommages à la population. On peut constater maintenant que des EPS de niveau 3 ont tendance à se développer, avec pour but de mieux apprécier les mesures à prendre en cas d'accident grave. C'est notamment le cas des EPS japonaises.

- Actuellement, les EPS les plus courantes couvrent les initiateurs d'origine interne, et les agressions d'origine interne ou externe qui ont été identifiées comme importantes. Les agressions internes généralement prises en compte sont l'incendie et l'inondation internes. Certaines EPS traitent aussi de façon probabiliste les accidents de missiles de turbine et les fouettements de tuyauteries. En ce qui concerne les agressions externes, le séisme est traité dans beaucoup d'études. D'autres agressions externes sont également considérées dans certaines EPS, par exemple les températures extrêmes (Finlande), les tornades et les vents violents (USA, Corée), les explosions (USA)...

- Les EPS relatives aux réacteurs dans les états d'arrêt sont beaucoup plus récentes que les EPS relatives aux états en puissance. Ce sont les EPS françaises, publiées en 1990, qui ont été les premières à couvrir tous les états du réacteur, alors que des évaluations en puissance existaient depuis 1975. Dans un nombre croissant de cas, les EPS traitent les états d'arrêt, mais en se limitant souvent aux initiateurs d'origine interne et au niveau 1.

- Les études traitant l'ensemble du domaine de couverture possible sont encore rela-

tivement rares, mais on peut citer l'EPS anglaise de Sizewell B, l'EPS hollandaise de Borssele, l'EPS sud-africaine de Koeberg et quelques EPS américaines. Actuellement l'EPS qui semble la plus complète est celle de Sizewell B qui traite non seulement tous les initiateurs, tous les états du réacteur et les niveaux 1, 2 et 3, mais aussi les conséquences de scénarios sans fusion du cœur comme les accidents de manutention ou de piscine.

*Méthodes et données*

Les méthodes relatives au développement des EPS de niveau 1 ont atteint un bon niveau de maturité. Malgré des difficultés plus grandes, les méthodes pour la prise en compte des agressions, en particulier l'incendie et le séisme, sont également globalement bien établies (comme l'indique le document OCDE/AEN/CSIN). Dans le cas des EPS de niveau 2, la méthodologie d'ensemble est établie, mais de nombreuses évolutions sont encore en cours, liées essentiellement à la limitation des connaissances dans le domaine des accidents graves. Les EPS de niveau 3 sont encore trop peu pratiquées de manière courante pour qu'on puisse faire un bilan des approches retenues. Ce domaine est cependant en pleine évolution.

Globalement, même si une méthodologie est considérée comme établie dans son principe, des disparités importantes peuvent exister lors de sa mise en œuvre pratique. Il faut noter que les pratiques utilisées dans le monde tendent à s'homogénéiser, notamment avec la recherche de standards.

**Développement des EPS en France**

Les premières EPS développées en France ont été publiées en 1990. Ces EPS concernent un réacteur de 900 MWe et un réacteur de 1300 MWe et ont été développées respectivement par l'IRSN et par EDF. Ces EPS sont de niveau 1, sans prise en compte des agressions internes ni externes. Depuis cette publication, et compte tenu de l'utilisation croissante des EPS pour l'évaluation de la sûreté des REP, divers développements ont été entrepris par l'IRSN et par EDF.

Un premier type de développement concerne la mise à jour par l'IRSN et par EDF des EPS déjà réalisées, en tenant compte des évolutions des réacteurs, de l'expérience d'exploitation récente ainsi que des progrès des connaissances. Ces mises à jour permettent une amélioration de la qualité des EPS de niveau 1. Les développements en cours ont aussi pour objet d'étendre le domaine de couverture des études (EPS de niveau 2 pour EDF et l'IRSN et EPS incendie à l'IRSN).

Par ailleurs, EDF développe des EPS relatives à d'autres types de réacteurs (N4, CP0, EPR).

#### *Le domaine couvert*

Le domaine couvert par les premières EPS réalisées en France par EDF et par l'IRSN était limité essentiellement à la vérification de la conception déterministe vis-à-vis des événements internes. Ces EPS étaient donc de niveau 1, sans prise en compte des agressions internes ni externes. Cependant les EPS relatives aux réacteurs français couvrent depuis l'origine tous les états du réacteur ; elles étaient même les premières EPS du monde à avoir cette caractéristique.

En ce qui concerne les agressions, seule une EPS incendie est en cours à l'IRSN, et dans le domaine des conséquences les EPS de niveau 2 ne sont pas encore achevées. Des réflexions et des investigations sont néanmoins menées dans les deux organismes pour étendre les EPS au traitement des agressions. Actuellement, le niveau 3 n'est pas envisagé.

Comme il sera précisé ci-dessous, les EPS françaises ont privilégié la qualité et le niveau de détail par rapport à la taille du domaine couvert. Il est cependant à noter que, dans le cadre de l'exportation, des EPS couvrant un domaine beaucoup plus étendu ont été réalisées par Framatome, en fonction de la demande des clients (niveau 2 pour l'Afrique du Sud, agressions et niveau 2 en réponse à un appel d'offre de Taiwan).

On peut noter aussi que l'EPS réalisée au stade de la conception pour le projet EPR doit couvrir à terme le niveau 2 et certaines agressions (au moins l'incendie).

#### *Méthodes et données*

En ce qui concerne les méthodes et données, on peut noter que les EPS réalisées en France sont d'un haut niveau de qualité, notamment sur les points suivants :

- le très grand niveau de détail des analyses fonctionnelles des systèmes et composants ;
- l'utilisation de nombreuses études de physique en support, que ce soit pour les EPS de niveau 1, les EPS de niveau 2 ou pour l'EPS incendie développée par l'IRSN ;
- l'utilisation d'un retour d'expérience important et spécifique lié à l'existence de paliers de réacteurs standardisés ;
- l'attention particulière qui a été portée à l'évaluation probabiliste des facteurs humains, avec notamment l'utilisation d'un grand nombre d'essais sur simulateur ;
- la prise en compte de tous les états du réacteur depuis le début du développement des EPS ;
- le fait que les EPS françaises soient réalisées par deux équipes indépendantes, l'une chez l'exploitant (EDF), et l'autre en support technique de l'Autorité de sûreté (IRSN), ce qui permet un contrôle mutuel extrêmement détaillé et très favorable à la qualité des études.

On peut noter de plus que, afin de contribuer à l'amélioration des méthodes, l'IRSN a aussi entrepris des comparaisons détaillées des EPS françaises avec des EPS réalisées à l'étranger pour des réacteurs de conception Framatome similaire à celle des réacteurs français (Belgique, Afrique du Sud).

#### *Spécificités de l'EPS incendie développée à l'IRSN*

Par rapport aux autres EPS incendie, les principales spécificités de l'EPS incendie développée à l'IRSN sont les suivantes :

- la réalisation d'analyses fonctionnelles particulièrement détaillées pour chacun des scénarios de perte d'équipements et/ou de câbles électriques ;
- l'utilisation du code de calcul développé par l'IRSN (FLAMME\_S), qui simule les conséquences d'un incendie dans les locaux ;

- la réalisation d'essais spécifiques pour valider certaines hypothèses de l'étude ;
- la prise en compte de l'expérience d'exploitation des réacteurs français pour évaluer les probabilités des événements intervenant dans la quantification des scénarios d'incendie.

#### *Spécificités de l'EPS de niveau 2 française*

Les EPS de niveau 2 françaises présentent un certain nombre de spécificités, notamment par rapport à l'étude américaine publiée dans le rapport NUREG-1150. Il faut noter également que ces études intègrent l'ensemble des connaissances disponibles actuellement, connaissances qui ont été largement améliorées dans la dernière décennie, pour ce qui concerne tant les données expérimentales que le développement des moyens de calcul.

- Les EPS de niveau 2 françaises se caractérisent par un niveau détaillé de représentation des scénarios d'accidents graves, reposant sur une interface avec les EPS de niveau 1 également détaillée.
- La quantification des phénomènes physiques est fondée essentiellement sur des résultats de codes de calcul, établis pour un ensemble de scénarios représentatifs, et toutefois complétée par le recours à des avis d'experts ou à des modèles simplifiés sur certains points.
- Les EPS de niveau 2 françaises tiennent compte des actions humaines susceptibles d'intervenir lors du déroulement des accidents graves, telles qu'elles sont prévues par les guides d'actions correspondants.
- Une analyse détaillée des fuites de l'enclaustrage de confinement par les traversées, à la suite d'inétanchéités ou de défauts d'isolement, est menée.
- Enfin, les programmes d'étude en support des EPS de niveau 2 visent à évaluer de manière réaliste le comportement, dans les conditions d'environnement des acci-

dents graves, des équipements pouvant avoir un impact sur le déroulement de ces accidents.

#### **Conclusions et perspectives**

A partir d'une revue rapide des travaux de développement des EPS dans le monde, on peut constater que le volume de travail relatif au développement des EPS est en constante croissance, tant pour le nombre d'EPS réalisées que pour l'importance du domaine couvert. De plus, les études déjà réalisées sont souvent complétées et mises à jour, parfois entièrement refaites.

De façon générale, on peut souligner que les développements sont directement fonction des utilisations, et le fait que de nombreux développements continuent à s'effectuer souligne avant tout que les EPS sont reconnues comme un outil précieux, qui a déjà notablement contribué à l'amélioration de la sûreté des réacteurs et dont toutes les possibilités d'utilisation et de développement n'ont peut-être pas encore été explorées.

En France, les EPS ont été développées de manière relativement tardive par rapport aux autres pays. De plus, leur domaine de couverture est assez limité. En revanche, leur niveau de qualité apparaît comme particulièrement élevé (selon les critères internationaux). Les EPS françaises, dans leur état actuel, ont déjà apporté une aide précieuse dans l'amélioration de la sûreté.

Dans l'avenir, il est souhaitable d'élargir le champ d'application des EPS françaises. Des travaux sont en cours dans ce but. La principale difficulté n'est pas de trouver des méthodes adaptées (de nombreux exemples existent dans le monde), mais de trouver le meilleur équilibre entre la qualité des études et le volume de travail (donc le temps) nécessaire pour obtenir des résultats.

# Optimisation de la maintenance par la fiabilité : l'expérience d'EDF

par **Jean Primet**, Ingénieur analyste conseil – Groupe sûreté nucléaire  
 et **Thierry Huyart**, Ingénieur analyste conseil – Groupe maintenance des systèmes actifs – Branche énergies – DPN – Centre d'appui au parc en exploitation – EDF

## L'importance de la maintenance pour EDF

La méthode d'optimisation de la maintenance par la fiabilité -OMF- est un élément important du maintien du niveau de sûreté prévu à la conception, associé à la recherche d'une compétitivité accrue.

Pour EDF, trois objectifs principaux sont visés par la mise en œuvre de l'OMF :

- gagner simultanément sur plusieurs enjeux de l'entreprise :
  - en sûreté par une meilleure surveillance des matériels jugés les plus sensibles,
  - en compétitivité par la réduction des défaillances conduisant à des pertes de production et par la recherche des opérations de maintenance inutiles,
  - en maîtrise de la durée des arrêts de tranche et de la qualité des prestations par une limitation du nombre de tâches, conséquence de l'amélioration de leurs justifications ;
- réaliser un premier niveau d'optimisation des programmes de maintenance préventive systématique, la démarche de réduction des volumes de maintenance venant compléter le dispositif par la mise en œuvre de la maintenance conditionnelle et de l'échantillonnage par appareil témoin ;
- associer les services de maintenance et les services de conduite à la définition et à la mise en œuvre des programmes de maintenance préventive.

L'objectif de la méthode OMF est d'identifier les matériels, voire les composants, pour lesquels des défaillances ou des

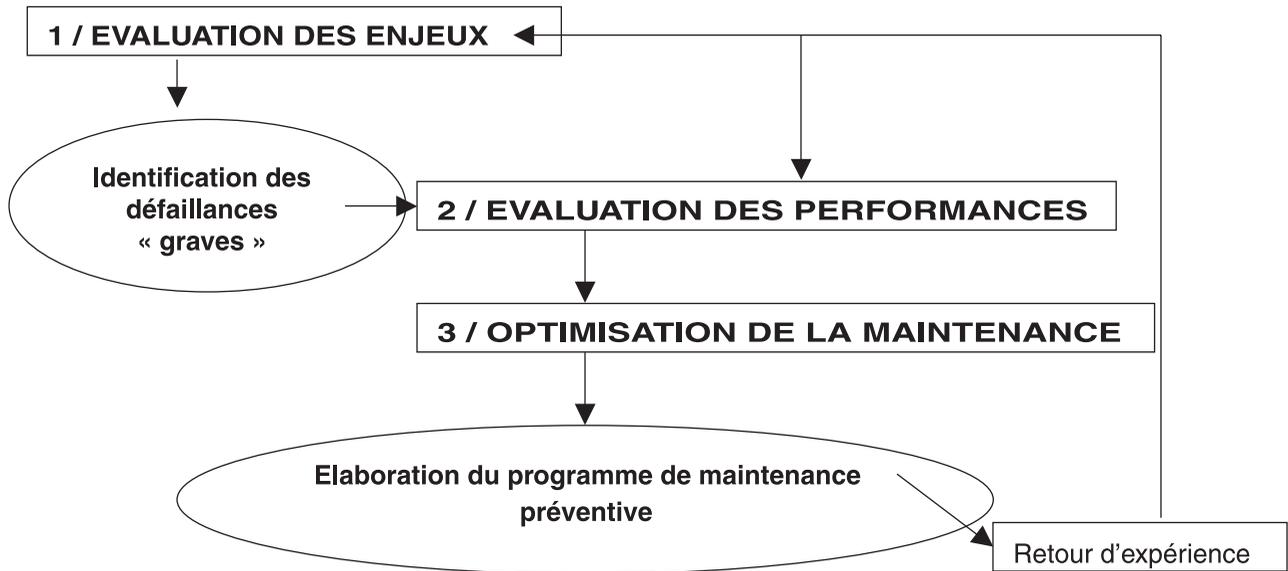
dégradations jugées non acceptables sont susceptibles de se produire, puis de définir les dispositions de prévention ad hoc. Sa mise en œuvre est possible dès lors qu'un dispositif permettant de collecter et d'exploiter le retour d'expérience est mis en place.

Les programmes de maintenance préventive -PMP- résultant des études sont considérés comme étant « optimisés », puisqu'ils permettent, pour un volume de maintenance donné, de maximiser la fiabilité des systèmes les plus sensibles en termes de sûreté, coût, radioprotection, etc.

## La méthode OMF

Cette méthode a vu le jour dans l'aéronautique civile et militaire américaine des années 1970, sous le nom de RCM (Reliability Centered Maintenance), avec l'objectif de maîtriser les coûts d'exploitation des avions dans le contexte de plus en plus concurrentiel de cette industrie, tout en maintenant voire améliorant la sécurité des vols. En 1989, un projet de recherche a été engagé à EDF afin d'adapter la méthode et de développer les outils nécessaires. Elle a ensuite été mise en œuvre, à titre de validation, sur deux systèmes pilotes du palier REP 900 MWe :

- le système thermohydraulique de contrôle volumétrique et chimique (RCV), qui contrôle le volume et le conditionnement chimique de l'eau du circuit primaire ;
- le système mécanique de production d'électricité de secours LHP/Q, constitué des diesels de secours.



En 1994 il a été décidé de la généraliser aux systèmes les plus importants des centrales REP des paliers 900 MWe et 1300 MWe. Orientée initialement vers la maintenance des composants « actifs » (pompes, robinets ...), elle a été, grâce à des études entreprises à partir de 1999, généralisée aux structures « passives » (tuyauteries, réservoirs...) dont la particularité est, en l'absence d'un vieillissement anormalement rapide, un taux de défaillance très bas.

Sur la base de l'expérience issue de ce programme industriel, EDF a récemment fait évoluer la méthode, afin de la rendre plus simple et moins consommatrice de ressources.

De façon simplifiée, la démarche OMF peut se décomposer en trois grandes phases.

### Phase 1 - L'évaluation des enjeux

L'objectif est d'identifier les matériels, voire les composants, pour lesquels des défaillances ou des dégradations non acceptables sont susceptibles de se produire, contre lesquelles on cherchera à se prémunir.

Une analyse fonctionnelle réalisée au niveau du système permet :

- d'identifier les fonctions du système et les matériels qui contribuent à assurer ces fonctions ;

- d'identifier les modes pertinents de défaillances et de dégradation de ces matériels ;

- de déterminer ceux qui sont graves au regard des enjeux de sûreté, d'environnement, de disponibilité et de coûts de maintenance.

Pour chacun de ces enjeux, la gravité s'évalue de façon binaire (une défaillance est grave ou ne l'est pas), sur la base de critères prédéfinis :

- sûreté : impact sur le risque de fusion du cœur, entrée dans les procédures accidentelles, impact vis-à-vis des spécifications techniques d'exploitation, rejets dans l'environnement, respect de la réglementation ;
- environnement : risque avéré ou potentiel de rejet de produits réputés nuisibles ;
- disponibilité : perte totale ou partielle de production, perte de rendement, allongement des durées d'arrêt ;
- maintenance : défaillance générant directement ou indirectement des dépenses excessives.

Est considérée comme non grave une défaillance ne répondant pas aux critères précédents, qui sont des choix d'entreprise.

Un tableau de synthèse, appelé AMDE - analyse des modes de défaillance et de leurs effets- recense pour chaque matériel

les causes et modes de défaillances possibles, associés à leur caractère de gravité au regard de leurs conséquences.

Par exemple, pour le système EAS d'aspersion de l'enceinte de confinement en phase accidentelle, la défaillance repérée « arrêt intempestif » est jugée « grave sûreté » vis-à-vis du matériel « pompe EAS », car elle conduit à l'échec des missions du système.

L'identification des systèmes jouant un rôle important pour la sûreté se réalise en utilisant les études probabilistes de sûreté (EPS) de niveau 1, relatives au risque de fusion du cœur.

Pour identifier et hiérarchiser les modes de défaillances des matériels considérés dans les scénarios conduisant à la fusion du cœur, deux facteurs d'importance sont généralement utilisés : le « facteur de diminution de risque » (FDR) et le « facteur d'augmentation de risque » (FAR) :

- le facteur de diminution de risque correspond à la diminution relative de la fréquence de fusion du cœur en considérant la probabilité du mode de défaillance réduite à 0 ;
- le facteur d'augmentation de risque correspond à l'augmentation relative de la fréquence de fusion du cœur en considérant la défaillance du matériel certaine, c'est-à-dire de probabilité 1.

Ces deux facteurs d'importance sont complémentaires. Le premier (FDR) est directement fonction de la fiabilité du matériel ; il permet d'évaluer la contribution du mode de défaillance à la fréquence de fusion du cœur. Le second (FAR) mesure l'importance de la fonction remplie par le matériel. Il permet d'identifier des matériels jouant un rôle important vis-à-vis de la sûreté, même si le taux de défaillance de ces matériels est faible.

Ces deux facteurs sont associés à des seuils qui permettent de classer la défaillance comme « grave » ou « non grave » pour la sûreté.

En outre, pour traiter des problèmes de sûreté non directement liés au risque de fusion du cœur (garantie des marges de fonctionnement, maintien de l'intégrité de l'enceinte ou du confinement, manu-

ention et stockage du combustible, stockage des effluents, etc.) ou pour évaluer l'importance de modes de défaillance de matériels vis-à-vis d'agressions internes et externes, d'autres critères doivent être ajoutés à ceux propres aux EPS.

### Phase 2 - L'évaluation des performances

Pour chaque matériel, la deuxième étape de l'analyse consiste à rechercher les causes des défaillances envisagées ainsi que leur fréquence d'occurrence par l'examen du retour d'expérience (dans certains cas, le jugement d'expert peut s'avérer nécessaire).

Pour l'exemple de la « pompe EAS » précitée, l'examen du retour d'expérience met en évidence, sur la période choisie, un cas avéré d'apparition de l'alarme « température palier-stator élevée », liée à un défaut de graissage. Cet événement est pris en compte en tant que dégradation pouvant conduire à l'arrêt intempestif de la pompe.

Le retour d'expérience joue un rôle fondamental dans la méthode OMF. En effet, la recherche des défaillances graves faite en phase 1, mais aussi le choix des tâches de maintenance fait en phase 3, nécessitent une connaissance approfondie des mécanismes de dégradations conduisant éventuellement aux défaillances. Pour ce faire, EDF exploite un outil informatique (SAPHIR) renseigné à la source par les acteurs locaux de la maintenance, et comprenant systématiquement des données dont la nature est spécifiée de façon nationale par les services centraux. Les défaillances et dégradations peuvent ainsi être décrites et comptabilisées pour chaque matériel, et des données permettant d'appréhender la fiabilité et les coûts de maintenance sont enregistrées.

### Phase 3 - L'optimisation de la maintenance

Moyennant la prise en compte de ce qui précède, la création de tâches de maintenance ou la modification de tâches existantes est réalisée, ce qui permet de construire ou de réviser les programmes de maintenance préventive (PMP) en adaptant les tâches de maintenance aux causes

identifiées des défaillances et des dégradations.

L'OMF, se limitant au choix d'une stratégie en fonction d'un ensemble de situations possibles, n'inclut pas directement une méthode permettant de définir le type d'action de maintenance nécessaire. Le choix de tâches de maintenance résulte de la connaissance des pratiques industrielles mises en regard des causes de défaillances contre lesquelles on cherche à se prémunir. Ainsi, pour EDF, certains PMP proposent pour un même résultat des alternatives d'actions de maintenance préventive (maintenance intrusive ou conditionnelle par exemple), le choix final étant fait au niveau local par les acteurs directs, en fonction de leurs compétences.

Une attention particulière est apportée lorsque l'analyse conduit à la suppression d'une tâche de maintenance existante, car l'absence d'observation d'une défaillance au niveau du retour d'expérience peut parfois s'expliquer par l'existence de cette tâche.

Pour achever l'exemple de la pompe EAS : le mode de défaillance « arrêt intempestif » est donc « grave sûreté » vis-à-vis du matériel « pompe EAS », et, au regard de l'expérience, il sera nécessaire de prévoir des actions de maintenance préventive de type « graissage périodique » pour se prémunir contre lui.

### **L'industrialisation et la pérennisation de l'OMF à EDF**

La mise en œuvre de la méthode à un échelon industriel, décidée en 1994 sur les cinquante systèmes pesant le plus en matière de sûreté, de disponibilité et de coûts de maintenance, est à ce jour terminée, ainsi que la prise en compte par le niveau local des PMP en résultant.

Pour ce qui est de la généralisation de la méthode aux structures passives, la mise au point méthodologique s'est concrétisée en 2002, par l'élaboration d'un PMP sur le système d'alimentation en eau de secours des générateurs de vapeur.

Un retour d'expérience de ce projet a été réalisé en 2001, sur la base d'un audit interne qui a confirmé non seulement l'intérêt que cette méthode présente pour la

sûreté, la disponibilité et les coûts, mais aussi des plus-values par exemple culturelles.

En effet, ce programme industriel a permis de rapprocher les spécialistes de la conduite des installations et de la maintenance, dans un effort commun de compréhension des enjeux rattachés à la bonne fiabilité des matériels.

L'OMF permet une approche plus fonctionnelle, et encourage le pilotage de la maintenance par les performances. Elle s'avère être un véritable outil d'aide à la décision, permettant de rationaliser et de justifier les choix de maintenance tout en améliorant la traçabilité des décisions.

L'un des résultats des études OMF est l'établissement de programmes de maintenance préventive qui sont considérés comme étant optimisés, dans la mesure où l'ajout de tâches de maintenance supplémentaires n'apporterait pas de gain en termes de sûreté tout en étant préjudiciable au niveau des coûts.

Toutefois, il convient de prendre en compte le retour d'expérience, pour diverses raisons :

- les conditions d'environnement et d'exploitation peuvent évoluer ;
- des phénomènes de vieillissement peuvent apparaître et modifier les données ;
- il convient au minimum de s'assurer que les PMP mis en œuvre sont « efficaces » (c'est-à-dire qu'ils conduisent à un maintien, voire à une amélioration de la fiabilité des matériels les plus importants pour la sûreté).

Il est donc important de prévoir une réactualisation périodique des études OMF et des PMP, qui ne peut s'envisager sans une structure pérenne de retour d'expérience technique relative aux défaillances et aux actions de maintenance intégrée dans le système d'information de l'entreprise. Pour mémoire, l'outil informatique utilisé par EDF est enrichi de plus de dix mille événements par an.

Le retour d'expérience est en effet une condition clef du succès de la démarche OMF. On a pu voir que la démarche repose fondamentalement sur la connaissance

## Dossier : Les études probabilistes de sûreté

que l'on a des défaillances et des dégradations, et sur la détermination des paramètres de sûreté de fonctionnement des matériels ainsi que sur leurs évolutions.

En outre, toute appréciation de l'efficacité d'un programme de maintenance, toute comparaison entre unités de production (ou dans le cadre d'un exercice de « benchmarking ») ne peuvent se faire qu'après avoir calculé des indicateurs de progrès pertinents, nécessairement issus du retour d'expérience.

Sur la base de l'expérience issue du programme industriel mené de 1994 à 2001, EDF a fait évoluer :

- la méthode, sans en changer les principes, afin de la rendre plus simple et moins consommatrice de ressources ;
- la collecte du retour d'expérience en complétant ou précisant mieux les informations nécessaires, ce qui sera par ailleurs bénéfique lors des réactualisations des EPS. Les données désormais collectées sont liées :
  - à l'analyse des défaillances et des dégradations,
  - à l'intervention de maintenance réalisée,
  - aux données de fonctionnement (nombre d'heures de fonctionnement, de sollicitations),
  - à l'incidence sur la sûreté et sur la disponibilité,

- au diagnostic des équipes de maintenance,
- aux actions correctrices mises en œuvre.

Les analyses OMF qui seront menées à l'avenir bénéficieront de ces améliorations, et permettront de progresser à nouveau par une évaluation encore plus fine des performances des matériels permettant d'établir des choix de maintenance optimaux.

La démarche OMF s'inscrit dans une démarche de recherche d'une meilleure qualité d'exploitation.

L'appropriation par les exploitants des sites est certainement un des aspects les plus positifs en termes de culture de sûreté, et les gains financiers espérés sont concrétisés dans une large mesure. L'impact positif sur la fiabilité des matériels les plus importants pour la sûreté et donc sur le niveau de sûreté lui-même sera vérifié au fur et à mesure de la mise à jour des données de fiabilité, et en continu par l'analyse permanente du retour d'expérience.

L'intégration du retour d'expérience technique dans le système d'information est de toute évidence le facteur clef, tant pour valider de façon incontestable les premiers résultats attendus que pour permettre de poursuivre cette adaptation continue des programmes de maintenance.

# Perspectives sur l'utilisation des probabilités en mécanique

par **Claude Faidy et Éric Meister** – Service études projets thermiques et nucléaires,  
et **Emmanuel Ardillon** – Division recherche et développement – EDF

## Introduction

L'évaluation et la maîtrise des risques sont une exigence indissociable de l'activité industrielle. Devant l'importance stratégique liée à la sûreté et à la durée de vie de ses installations, EDF a engagé, depuis le démarrage des tranches nucléaires, des programmes d'acquisition de connaissances dans les domaines scientifiques et techniques, et a analysé en continu le retour d'expérience et les résultats du suivi en exploitation de ses installations. Il fait périodiquement une ré-analyse du référentiel initial de conception dans le cadre de ses réévaluations de sûreté réalisées tous les 10 ans de fonctionnement des réacteurs.

Dans le cadre de ces réévaluations, différents aspects sont considérés comme :

- les études probabilistes de sûreté ;
- les études de marges résiduelles face aux risques d'apparition de dégradation des composants mécaniques.

Les études probabilistes de sûreté intègrent les défaillances des organes actifs sur la base d'études statistiques du retour d'expérience et les défaillances de composants passifs sur une ancienne base conventionnelle américaine (rapport WASH 1400) qui fixe une probabilité de défaillance des tuyauteries nucléaires par mètre linéaire et par heure. A ce jour, à EDF, seules quelques études paramétriques ponctuelles ont été engagées pour améliorer ces valeurs conventionnelles en analysant les risques de rupture de tuyauterie par la mécanique de la rupture probabiliste.

Cette même approche peut permettre de donner des informations complémentaires

aux approches déterministes des textes réglementaires. Pour les équipements sous pression, les textes réglementaires, principalement déterministes, fournissent des marges minimales à respecter. Pour les autres composants mécaniques et les structures, les marges sont en général proposées par l'exploitant des installations, en conformité avec les exigences de sûreté de l'installation.

Tant au niveau de la conception qu'à celui de l'exploitation des équipements utilisés dans les centrales nucléaires, il est nécessaire, soit pour le constructeur en conception, soit pour l'exploitant au cours de l'exploitation, de garantir des marges par rapport à des risques d'endommagement mécanique des structures.

L'étude de ces endommagements passe par la définition de modèles physiques, plus ou moins complexes, permettant de définir des inéquations à vérifier pour chaque dommage, c'est-à-dire permettant de comparer les sollicitations (**S**) dans différentes zones des composants avec les propriétés de résistance (**R**) du matériau, déterminées en général à partir d'essais sur petites éprouvettes. L'acceptation des résultats passe par la justification d'un coefficient de marge (**k**) supérieur à 1 (pouvant atteindre 4 dans certains cas) :

$$k S < R.$$

La pratique déterministe consiste à utiliser un ensemble de données « sûres » maximisant **S** et minimisant **R**, et à vérifier un coefficient de marge élevé, qui peut parfois décroître avec le niveau de qualité de réalisation ou la fréquence de l'événement à l'origine des sollicitations.

La pratique peut être probabiliste ; dans ce cas on détermine une distribution de pro-

tabilité pour chaque paramètre intervenant dans l'analyse, afin d'évaluer les distributions des deux grandeurs **R** et **S**, dont l'intersection permet de déterminer la probabilité de défaillance et un indice de fiabilité. Dans ce cas il est nécessaire de définir un objectif cible de fiabilité ou une valeur maximale de la probabilité de défaillance. Dans certains cas, la probabilité de défaillance peut être accompagnée d'un intervalle de confiance.

Bien évidemment, ces démarches probabilistes, qui permettent une prise en compte, un traitement rationnel et une hiérarchisation des incertitudes, sont beaucoup plus riches d'enseignements, mais elles nécessitent de posséder plus d'informations, en particulier sur la variabilité des paramètres aléatoires, qui seront utilisés dans la démarche.

Cette analyse probabiliste **sollicitations (S)/résistance (R)** des composants passifs est au centre de nombreuses applications dans les composants et structures nucléaires :

- contribution des incertitudes sur chaque paramètre au résultat final des analyses d'endommagement ;
- définition de coefficients de marge partiels sur certains paramètres permettant d'assurer un niveau de fiabilité cohérent pour une gamme de problèmes similaires ;
- vérification de la probabilité de défaillance de certains composants ou structures intervenant dans des études probabilistes de sûreté, comme alternative à l'utilisation de banques de données d'incidents parfois insuffisantes (uniquement à titre paramétrique pour le moment) ;
- vérification de l'occurrence de certains transitoires de conception liés à la défaillance d'une partie de composants (rupture de tube de générateur de vapeur) ;
- vérification du haut niveau de fiabilité des composants considérés comme « non ruptibles » dans le rapport de sûreté (cuve du réacteur par exemple) ;
- optimisation d'un certain nombre d'opérations de maintenance (inspection en service par exemple) par une information complémentaire sur le niveau de risque :

produit de la probabilité de défaillance (elle-même fonction de la probabilité de détection des dégradations) par les conséquences (contribution au risque de fusion du cœur par exemple, ou d'autres conséquences comme l'impact sur la disponibilité ou les coûts de maintenance) ;

- contribution aux études techniques et économiques à long terme sur le vieillissement des composants et structures des centrales.

L'introduction de ces démarches dans la réglementation et la codification nucléaires est envisageable, puisque déjà réalisée dans la réglementation (Code of Federal Registration 10FR50 et Regulatory Guide RG1.174) et la codification (ASME-Section XI) américaines par exemple. Il en est de même des réglementations espagnole et finlandaise.

Il est à noter que de nombreuses autres industries appuient certaines de leurs décisions sur des informations tirées de ce type de démarche (aéronautique, plates-formes pétrolières, industrie chimique, génie civil hors nucléaire...).

EDF s'intéresse aux possibilités qu'apportent les approches probabilistes de l'endommagement des composants et structures (ou approches probabilistes en mécanique) depuis de nombreuses années par :

- la réalisation d'études ponctuelles de probabilité de rupture de composants en fonction de leur durée de vie ;
- le développement dans les règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques des îlots nucléaires REP (RSE-M) de coefficients partiels de sécurité pour l'acceptation de certaines dégradations découvertes en service ;
- la justification du programme de maintenance des générateurs de vapeur (inspection en service, critères de bouchage, définition des priorités de remplacement...);
- la réalisation d'études « pilotes » sur composants réels pour optimiser l'inspection en service par une information sur le risque ;
- le suivi des activités internationales et la participation à plusieurs groupes de travail internationaux sur le sujet (principalement aux USA et en Europe).

Quelques exemples vont permettre d'apprécier les avantages et les difficultés inhérents à ce type d'approche. Les avantages sont d'autant plus évidents que le nombre de paramètres intervenant dans l'analyse est important et que l'inéquation  $S < R$  comprend de fortes non-linéarités envers certains paramètres.

### Quelques exemples

#### *La rupture des composants*

Une des applications importantes est la mécanique de la rupture probabiliste qui permet d'évaluer la probabilité de rupture d'un composant ou d'une structure en fonction :

- de la géométrie du composant ;
- des propriétés du matériau (traction et ténacité), avec si nécessaire la prise en compte des effets de vieillissement ;
- des sollicitations (réelles ou de conception) ;
- des défauts dans le composant ou la structure, en général générés par la fabrication, parfois découverts en service ou parfois hypothétiques en connexion avec les performances des contrôles non destructifs.

Ce type de démarche permet pour chaque cas particulier de définir la contribution des incertitudes de chaque paramètre à la probabilité de rupture du composant, ce qui peut permettre d'orienter des programmes d'acquisition de données complémentaires ou de définir des coefficients de marge partiels pour des études similaires.

Cette démarche est en cours d'application à la cuve du réacteur d'un REP français, par analogie à une démarche similaire engagée depuis de nombreuses années aux USA. Une première étude de ce type avait été réalisée dans la fin des années 1970 par l'IRSN, en liaison avec Framatome. Dans ce cas les variables aléatoires sont :

- les propriétés des matériaux, y compris les effets de l'irradiation dont les effets sont fonctions du temps, de la chimie du matériau, du flux neutronique sur la virole de cuve ;
- les sollicitations, principalement les transitoires accidentels ;

- les défauts considérés, défauts de fabrication incluant les performances de l'inspection en service .

Ces études débouchent sur des probabilités d'amorçage d'un défaut et parfois de rupture de la cuve en fonction de sa durée d'utilisation. Elles permettent de confirmer la très faible probabilité de rupture de ce type de composant, mais principalement elles permettent la réalisation d'études de sensibilité du résultat aux principales données d'entrée.

#### *La fuite avant rupture et l'APRP*

Dans les années 1980, la NRC (Nuclear Regulatory Commission) a engagé une étude sur la fiabilité des tuyauteries des boucles primaires des réacteurs à eau sous pression (REP) et a comparé la probabilité de fuite et celle de rupture de ces tuyauteries de grand diamètre (de l'ordre de 800 mm). Les résultats sont résumés dans le tableau 1 :

par réacteur.an	Fuite	Rupture
Est des USA	$1. 10^{-8}$	$1. 10^{-11}$

Tableau 1  
Probabilité de fuite et de rupture de tuyauteries primaires de centrales américaines de type REP- Westinghouse.

Ils mettent en évidence un risque plus important de fuite que de rupture, permettant d'arrêter l'installation avant que le défaut n'entraîne un risque de rupture guillotine de la tuyauterie lors d'une situation accidentelle, ce qui pour les REP est un accident de dimensionnement important. En conséquence, il a été proposé, dans certains pays et en particulier aux USA, d'utiliser ces résultats pour simplifier le supportage des tuyauteries primaires dans de nombreuses centrales étrangères.

Ce concept n'est pas appliqué en France sur les REP en exploitation, seul le projet EPR (European Pressurised Water Reactor), propose d'utiliser ce concept sur les boucles primaires.

Actuellement, la NRC et l'industrie nucléaire américaine engagent une revue des probabilités de fuite ou de rupture des boucles primaires et des principales lignes connectées pour, si nécessaire, revoir certaines situations de dimensionnement en termes :

## Dossier : Les études probabilistes de sûreté

- de probabilités d'occurrence de certaines ruptures de tuyauteries ;
- d'évaluation du niveau de risque correspondant par un couplage avec les EPS.

### Les coefficients de sécurité du RSE-M

Cet aspect a été utilisé dans le RSE-M (règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques des îlots nucléaires REP). Pour l'analyse de la nocivité des défauts en service, l'arrêté « exploitation » impose des marges de 2, 1,6 ou 1,2 sur les chargements, en fonction de la fréquence de l'événement (ou du transitoire) à la source des sollicitations ; les approches probabilistes ont permis de proposer des coefficients de marge répartis sur les sollicitations et sur la ténacité du matériau. Ces nouveaux coefficients permettent de garantir un niveau de fiabilité raisonnable pour différentes conditions d'étude (type de composants et de sollicitations) et pour l'ensemble des situations à étudier, en cohérence avec le rapport de sûreté de l'installation.

### Les principales méthodes d'analyse

Pour les études de type résistance- sollicitations (**R-S**), la probabilité de défaillance  $P_f$  est égale à :

$$P_f = P(R < S) = P((R-S) < 0)$$

Le domaine de défaillance est celui pour lequel (**R-S**) est négatif et le domaine de sécurité celui pour lequel (**R-S**) est positif.

La frontière est appelée : surface d'état limite.

Dans les applications pratiques, deux familles de méthode ont été retenues :

- les méthodes de simulation type Monte Carlo ;
- les méthodes d'approximation de type FORM (First Order Reliability Method) et SORM (Second Order Reliability Method).

Ces méthodes peuvent être couplées soit à des modèles analytiques, soit parfois avec des méthodes aux éléments finis.

A ce jour les principaux modèles disponibles sont : la fatigue, la corrosion, la rupture, la corrosion-érosion.

### Le contexte international : les méthodes d'information par le risque

Les études d'information par le risque, qui couplent probabilités d'occurrence de défaillance (modèles probabilistes de défaillance pour différents modes d'endommagement) et conséquences pour la sûreté (EPS) sont de plus en plus utilisées aux USA et dans certains pays européens (Suède, Espagne, Finlande, Suisse).

La figure 1 présente le principe de l'information par le risque d'un programme d'inspection en service de composants passifs (tuyauteries ou réservoirs).

Différentes méthodes sont proposées :

- qualitatives, développées en particulier par l'EPRI (Electric Power Research Institute) aux USA ;

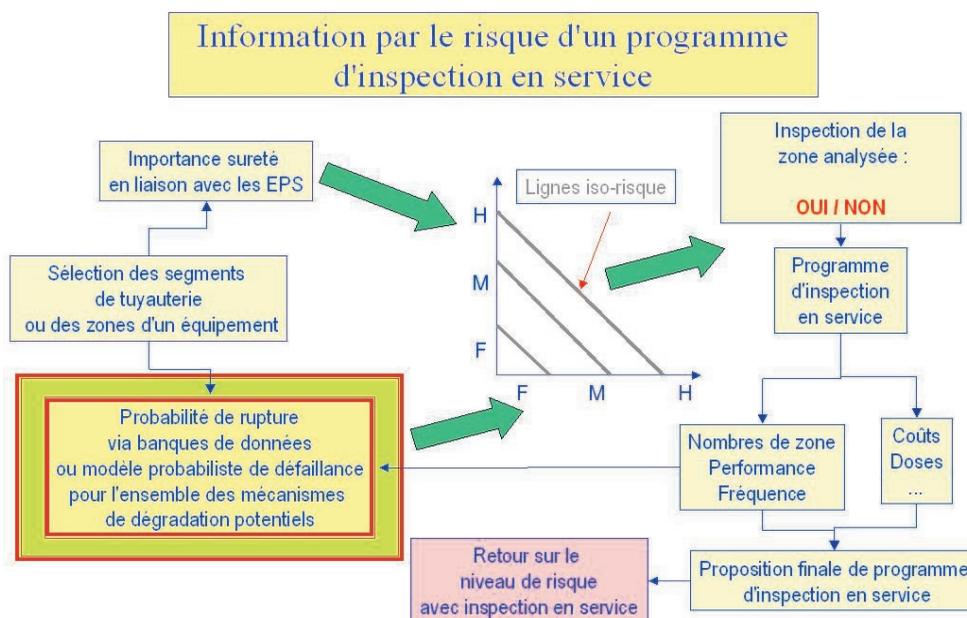


Figure 1 : Rôle de la mécanique probabiliste dans la démarche d'information par le risque.

- quantitatives, développées en particulier par l'ASME (American Society of Mechanical Engineers) et par le WOG (Westinghouse Owner Group) et proposées actuellement au niveau européen.

Ces méthodes donnent lieu à différentes études pilotes au niveau international auxquelles participe EDF (projets européens EURIS et RIBA). Un groupe d'exploitants européens développe un ensemble de recommandations au niveau de la démarche générale : ENIQ « European Network for Inspection and Qualification ». Ce groupe est l'interlocuteur sur ce thème du groupe européen d'Autorités de sûreté (NRWG) auquel participe l'IRSN. En parallèle, une action spécifique sur les modèles de fiabilité des composants passifs est engagée avec plusieurs exploitants européens : projet NURBIM.

L'ensemble de ces actions, auquel EDF est associée, confirme une activité importante sur le thème de l'information par le risque au niveau international, ce qui devrait permettre d'éditer un « guide de bonnes pratiques » sur le sujet en fin d'année 2004.

### Conclusions

Les approches probabilistes sont actuellement utilisées dans plusieurs pays et plusieurs industries pour définir des probabilités de défaillance des structures et composants passifs. Ces études, non intégrées actuellement dans le développement des EPS, sont au centre de nombreuses applications plus générales.

Elles sont une alternative :

- soit à des analyses déterministes incluant des coefficients de marges dont le conservatisme est variable suivant le cas et en général impossible à définir sans ce type d'analyse ;
- soit à l'analyse de la fiabilité des composants passifs par l'expérience (étude statistique de banques de données) qui semble impossible dans les cas de très haut niveau de fiabilité (très basse probabilité de rupture).

Avec l'accumulation de l'expérience de fonctionnement des réacteurs nucléaires, ainsi que l'augmentation du niveau de connaissance, elles permettent maintenant de donner des informations pouvant contribuer à la prise de décision, en parti-

culier pour la maintenance des centrales en exploitation mais également pour la conception de nouveaux composants pour les futurs réacteurs.

Dans le nucléaire, le haut niveau de sûreté et de sécurité requis nécessite la réalisation d'études probabilistes de qualité, ce qui est réalisable pour certaines applications et passe par :

- un modèle d'endommagement bien identifié, physiquement validé, avec si possible des lois analytiques raisonnablement validées ;
- des données de qualité, adaptées au niveau de fiabilité étudié et à l'intervalle de confiance attendu pour le résultat ;
- des outils probabilistes bien documentés et validés sur le plan de la formulation, mais également comparés avec d'autres outils de calcul similaires sur des cas tests bien documentés ;
- une analyse et une interprétation méticuleuse des résultats, accompagnée de la réalisation, dans la mesure du possible, d'études de sensibilité.

La potentialité de ces méthodes, couplées ou non aux études probabilistes de sûreté, est importante et croissante dans certains processus de décision, en particulier à l'étranger (USA et Europe).

A cet égard, une évolution culturelle est à engager en France, en particulier sur l'utilisation des probabilités en mécanique.

Cette évolution doit aller au-delà des quelques applications déjà réalisées et doit être partagée avec l'Autorité de sûreté nucléaire, démarche qui est en cours au sein d'un groupe de travail IRSN-BCCN-EDF.

EDF a comme objectif de dynamiser son effort d'intégration progressive des apports de ces méthodes, comme information pour aide à la décision dans de nombreuses applications, comme la durée de vie des composants (maîtrise de la sûreté et de la compétitivité) ou la maintenance (inspection / réparation / remplacement). Ceci devrait déboucher :

- sur une codification, dans le RSE-M (règles de surveillance en exploitation des matériels), pour les équipements sous pression en exploitation ;
- si nécessaire, sur une adaptation de la réglementation française.

# Le facteur humain dans les études probabilistes

par **Pierre Le Bot**, Ingénieur chercheur senior –  
Département management des risques industriels –  
Division recherche et développement – EDF

## L'importance de la prévision de la performance humaine

En 1975 était publié le rapport WASH 1400 (« reactor safety study », qui représente la première étude probabiliste de sûreté (EPS) d'un réacteur nucléaire. Dirigée par Norman C. Rasmussen<sup>(1)</sup> à la demande de l'AEC (Atomic Energy Commission, à qui allait succéder la NRC, Nuclear Regulatory Commission), cette étude surprenait en mettant en exergue trois contributeurs majeurs au risque, les transitoires, les petites brèches et les actions des opérateurs, dont les conséquences en cas d'échec étaient donc envisagées. Quatre ans plus tard, comme une démonstration de la pertinence de cette première EPS, l'accident de la centrale américaine de Three Mile Island révélait dramatiquement l'importance des « facteurs humains », réduits trop souvent par la suite dans les analyses de l'accident à l'erreur humaine. Aujourd'hui les études de retour d'expérience des incidents se focalisent sur l'importance comparée des facteurs techniques et humains : par exemple, dans un rapport de la NRC analysant 48 événements importants du parc américain, les auteurs concluent que l'erreur humaine contribue significativement au risque dans 37 des incidents. Pour ceux-ci, 270 erreurs identifiées contribuent à un accroissement du risque évalué entre 10 et 100%, en moyenne 62%. A noter que la comparaison humain / technique est plutôt à manier avec beaucoup de prudence car la frontière entre causes humaines et techniques dépend entièrement des critères subjectifs que l'on se donne pour la qualification des causes d'un événement, sans compter que la causalité est rarement évidente.

Anticiper les échecs des opérateurs contribuant à l'augmentation du risque est donc essentiel : dans le cadre d'une EPS, cette tâche s'appuie sur ce que nous appelons à EDF l'évaluation probabiliste de la fiabilité humaine (EPFH). L'EPFH aura comme objectifs :

- l'identification des actions importantes dont l'échec (ou le caractère inopportun) va significativement à l'encontre de la sûreté du réacteur ;
- la quantification de la probabilité d'échec de chacune de ces actions, et son incorporation dans les modèles EPS ;
- l'amélioration de la sûreté par la réduction des conséquences ou de la probabilité d'occurrence de ces échecs.

L'EPFH distinguera trois types d'échecs imputables aux opérateurs :

- type A : les erreurs de maintenance entraînant l'indisponibilité d'un système de sûreté requis en accident, ou erreurs latentes ;
- type B : les actions conduisant à provoquer un initiateur ;
- type C : les échecs de la conduite après l'initiateur (action erronée ou action inopportune).

Les probabilités d'échecs sont généralement supérieures à  $10^{-5}$ , des valeurs inférieures n'ayant pas beaucoup de signification pour des actions humaines.

## Un peu d'histoire

L'EPFH (en anglais Human Reliability Assessment) s'est développée essentiellement pour le nucléaire à partir des travaux

<sup>1</sup> Décédé le 18 juillet de cette année.

d'Alan Swain aux Laboratoires Sandia dans les années 50. Initialement, la méthode THERP (Technique for Human Error Rate Prediction) a été conçue pour le contrôle qualité d'un atelier d'assemblage d'ogives nucléaires. Sa simplicité lui a valu un grand succès : des erreurs types, telles que la lecture erronée d'une valeur, l'omission d'une étape d'une liste d'instructions ou le mauvais choix de la position d'un commutateur, sont supposées se produire à taux constants. Si les tâches qu'une personne accomplit peuvent être décomposées en tâches secondaires pour lesquelles ces types d'erreurs peuvent être prévus, alors la probabilité de l'échec de la tâche globale peut être prévue. La méthode THERP modélise la récupération par l'opérateur de son erreur, et le stress est pris en compte pour moduler les probabilités de base de chaque type d'erreur, en supposant qu'il existe une valeur optimale de stress pour laquelle la probabilité d'erreur est minimale. Des courbes de probabilité d'échec d'un diagnostic en fonction du délai disponible sont données pour divers degrés de difficulté du diagnostic. La méthode THERP a été adaptée par Swain aux EPS des réacteurs nucléaires pour la NRC en 1983. Depuis, cette méthode reste la plus répandue, non seulement dans le nucléaire, mais aussi dans les autres domaines industriels. Cependant ses utilisateurs en ressentent aujourd'hui les limites, car il est très difficile de refléter l'évolution des performances FH à travers l'utilisation des tables de valeurs de probabilités de Swain qui restent figées depuis 20 ans : en effet, avec THERP, si la tâche ne change pas, la probabilité d'échec est toujours la même, faute de prise en compte de paramètres qualitatifs plus fins comme le contexte spécifique du réacteur et des opérateurs, sans parler de l'impact de l'organisation et du management. En fait la méthode reprend les méthodes classiques de fiabilité des matériels en remplaçant le composant mécanique par l'opérateur, en une démarche toute behavioriste.

A partir des années 80, sous l'influence du développement des technologies de l'information, de nombreuses méthodes vont se développer sur un modèle cognitif de l'opérateur fondé sur les travaux de Jens Rasmussen et James Reason à propos du

raisonnement humain et de l'erreur humaine. L'échec est interprété comme une défaillance du processus de traitement de l'information qu'est censé être le cerveau de l'opérateur. Rasmussen structure l'activité cognitive selon les trois niveaux de sophistication croissante « skill », « rules », « knowledge ». Chaque tâche, de la plus automatique à la plus difficile, requerra un niveau du plus bas au plus haut : au plus bas l'action est « réflexe », ensuite elle s'appuie sur des règles du type 'si ..., alors ...', et enfin au plus haut c'est un raisonnement mobilisant les savoirs et connaissances de l'opérateur qui sera requis. Reason décrira les erreurs selon divers mécanismes types (« slip », « mistake » ...); la taxonomie des erreurs devient la base des méthodes, combinant plus ou moins les modèles de Rasmussen et Reason.

En 1986, l'accident de Tchernobyl va avoir un impact profond sur la compréhension de la genèse des accidents. L'AIEA publie en 1991 l'INSAG 4, recommandation mettant en avant l'importance de la culture de sûreté et l'organisation. Après avoir découvert que l'opérateur réfléchissait plus qu'une machine, les spécialistes de l'EPFH vont constater l'importance de l'influence du système socio-technique dans lequel travaillent les opérateurs. Mais à ce jour aucune méthode à ce jour n'est arrivée à permettre de prendre en compte explicitement cette influence dans les EPS.

### Développement des méthodes à EDF

Les premières évaluations probabilistes de fiabilité humaine d'EDF ont été réalisées sur la base de la méthode appelée FH6, dérivée de méthodes américaines dont THERP, qu'EDF a simplifiées et complétées par ses propres statistiques ou évaluations par jugements d'experts, obtenues à partir d'observations sur site d'activités de conduite, ou de l'observation sur simulateur de la conduite accidentelle. La FH6 s'appuie donc sur une prévision des erreurs des opérateurs et de leur récupération. Le système des procédures d'EDF étant déjà très complet et très guidant à l'époque, l'erreur sera essentiellement définie comme un écart à la procédure.