

# Chapitre 14

## Développement et utilisation des études probabilistes de sûreté

---

L'objet de ce chapitre est de présenter le développement et l'utilisation, pour les réacteurs du parc électronucléaire français, des « études probabilistes de sûreté »<sup>472</sup> déjà évoquées aux chapitres 6 et 13. L'utilisation et l'intérêt de ces études seront illustrés par quelques-uns des enseignements les plus significatifs qui en ont été tirés et qui ont conduit à la mise en place de dispositions concrètes dans les centrales, permettant de renforcer le niveau de sûreté de celles-ci.

### ***14.1. Historique et contexte réglementaire***

#### ***14.1.1. Situation internationale***

##### **► Les premières études probabilistes de sûreté**

Comme cela est indiqué au chapitre 6, la conception initiale des réacteurs nucléaires à eau sous pression est fondée sur une démarche déterministe de défense en profondeur.

La première étude probabiliste de sûreté (EPS) complète a été développée aux États-Unis dans les années 1970 et publiée en 1975 sous le titre de rapport WASH 1400, encore appelé rapport Rasmussen (du nom de son auteur principal, le professeur

---

472. Études qui doivent être distinguées des approches de nature probabiliste dont il a pu être question auparavant, par exemple pour la prise en compte de certaines agressions.

Norman Rasmussen du Massachusetts Institute of Technology). Cette étude, effectuée hors de tout cadre réglementaire, visait à répondre à la question suivante : l'énergie nucléaire présente-t-elle un risque pour le public ? L'étude du rapport WASH 1400 était une EPS très complète, tenant compte de très nombreux scénarios accidentels envisageables, jusqu'à une évaluation quantitative des conséquences de ces scénarios en termes de nombre de morts en fonction de leur probabilité. Les résultats de cette étude étaient comparés à des résultats obtenus pour d'autres risques d'origine humaine ou naturelle, en termes de probabilités et de conséquences.

Ce rapport a dans un premier temps fait l'objet de nombreuses critiques, sa crédibilité étant mise en doute compte tenu des incertitudes associées. Un tournant majeur a été l'accident de Three Mile Island au mois de mars 1979 ; après cet accident, le rapport Rasmussen, qui avait notamment mis en évidence les conséquences importantes qui pouvaient résulter de scénarios induits par de petites brèches du circuit primaire dans le cas de réacteurs à eau sous pression, a alors été utilisé de manière plus extensive, les exploitants et les organismes de sûreté ayant pris conscience du fait que de telles études permettent non seulement d'apprécier le risque global induit par une installation mais aussi les contributions des différents scénarios au risque et leurs poids relatifs.

Depuis lors, le développement et l'utilisation des EPS n'ont pas cessé de croître, que ce soit de par le nombre et les types d'installations étudiées, le domaine de « couverture » des études, le nombre et l'importance des utilisations, les recherches et travaux visant à approfondir ces études et à réduire les incertitudes.

### ► Utilisation des études probabilistes de sûreté

De façon générale, tous les pays s'accordent sur le fait que les approches probabiliste et déterministe doivent être utilisées de façon complémentaire<sup>473</sup> dans l'analyse de sûreté.

L'introduction des études probabilistes dans la réglementation est néanmoins très variable selon les pays.

Dans la plupart des pays, la réalisation d'EPS est exigée réglementairement, le plus souvent dans le cadre des réexamens périodiques de sûreté (*Periodic Safety Reviews*) pour les réacteurs existants, et il est à noter que, pour la conception de nouveaux réacteurs, le développement et l'utilisation d'EPS sont maintenant toujours demandés. Un certain nombre de guides ou de normes ont été développés pour leur réalisation, notamment aux États-Unis.

Certains pays ont de plus défini des objectifs probabilistes réglementaires, mais, sur ce point, les positions diffèrent selon les pays, que ce soit en termes de définition des objectifs, de valeurs numériques associées ou en termes d'exigences de démonstration de leur respect. Trois cas de figure peuvent se présenter :

473. Dans le sens que les études probabilistes viennent compléter et « éclairer » l'approche déterministe, socle de la démonstration de sûreté.

- des objectifs probabilistes sont définis de façon réglementaire et la démonstration de leur respect est exigée, comme par exemple au Royaume-Uni;
- des objectifs sont affichés par l'autorité de sûreté et présentés sous la forme de « valeurs guides », de « valeurs d'orientation » (ou autres termes équivalents); la démonstration de leur respect n'est pas exigée, mais contribue aux prises de décision;
- aucun objectif n'est affiché par l'autorité de sûreté mais des « valeurs repères » sont proposées par les exploitants comme outils d'aide à la décision.

### ► Niveaux de référence publiés par l'association WENRA

Les niveaux de référence publiés par l'association WENRA des responsables des autorités de sûreté nucléaire européennes sont évoqués au paragraphe 6.6. Parmi ces niveaux de référence, certains concernent le développement et l'utilisation d'EPS.

Ces niveaux de référence indiquent notamment qu'une EPS de niveau 1 et une EPS de niveau 2 doivent être établies pour chaque type de réacteur nucléaire en service. Elles doivent considérer tous les initiateurs pertinents d'accidents, d'origine interne ou externe à l'installation, susceptibles d'affecter le réacteur ou la piscine d'entreposage des combustibles usés. Les agressions externes (séisme, inondation, températures extrêmes...) doivent être traitées dans la mesure où l'état de l'art le permet; dans le cas contraire, d'autres méthodes doivent être utilisées pour évaluer la contribution des agressions externes aux risques induits par l'installation.

## 14.1.2. Situation en France

### ► Introduction d'approches probabilistes

Comme cela a été indiqué au chapitre 13, si la conception de base des centrales nucléaires françaises est et reste d'abord fondée sur une approche déterministe, le Service central de sûreté des installations nucléaires (aujourd'hui l'Autorité de sûreté nucléaire) a, lors de l'examen des grandes options techniques envisagées par Électricité de France pour les tranches de 1300 MWe, mentionné dans sa lettre SIN n° 1076/77 du 11 juillet 1977 un objectif probabiliste global en ces termes, rappelé ci-après: *« D'une façon générale, le dimensionnement d'une tranche comportant un réacteur nucléaire à eau pressurisée devrait être tel que la probabilité globale que cette tranche puisse être à l'origine de conséquences inacceptables ne dépasse pas  $10^{-6}$  par an. Dès lors, lorsqu'une approche probabiliste sera utilisée pour apprécier si une famille d'événements doit être prise en compte pour le dimensionnement d'une telle tranche, il conviendra de considérer que cette famille d'événements doit effectivement être prise en compte si la probabilité qu'elle puisse conduire à des conséquences inacceptables est supérieure à  $10^{-7}$  par an, cette valeur ne pouvant être dépassée, pour la famille d'événements examinée, que s'il est possible de démontrer que les calculs de probabilités effectués sont suffisamment pessimistes. »*

À la suite de discussions avec Électricité de France, la lettre SIN n° 576/78 du 16 mars 1978 a précisé les termes de la lettre SIN précitée. Il est à noter à ce sujet (voir paragraphe 13.2) que :

- l'objectif global est fixé en termes de « conséquences inacceptables » alors que ces « conséquences inacceptables » n'ont pas été définies par un texte législatif ou réglementaire; elles doivent en fait être appréciées en termes politiques en tenant compte éventuellement des effets liés aux sites et des possibilités de mesures de protection des populations;
- la probabilité de  $10^{-6}$  par an est une valeur « objectif »<sup>474</sup> pour une tranche et il n'est pas demandé à Électricité de France de démontrer que cet objectif est atteint.

### ► Premières études probabilistes

Des études probabilistes ont alors été réalisées par Électricité de France pour évaluer les probabilités et les conséquences de la perte de divers systèmes redondants.

Bien que partielles par rapport aux EPS qui seront développées ultérieurement, ces premières études ont conduit à la définition de dispositions complémentaires précisées au paragraphe 14.2.3.

### ► Études probabilistes de sûreté couvrant l'ensemble des événements internes à l'installation

Deux études probabilistes de sûreté ont été réalisées dans les années 1980 et publiées en 1990.

Une première EPS concernant les réacteurs standardisés de 900 MWe (CP2) a été réalisée par l'IPSN (1983). La seconde EPS concernant la tranche 3 de la centrale nucléaire de Paluel (tranche représentative des réacteurs de type P4 de 1300 MWe) a été réalisée par Électricité de France. Ces deux EPS visaient à évaluer la fréquence de fusion du cœur (EPS de niveau 1), sans tenir compte des possibilités d'agressions d'origine interne comme l'incendie ou d'origine externe comme le séisme; par contre, elles considéraient l'ensemble des états de fonctionnement y compris les états où le réacteur est à l'arrêt, ce qui était alors une avancée en comparaison des études étrangères alors disponibles.

Ces deux études ont permis des améliorations significatives de la sûreté des réacteurs (voir le paragraphe 14.2.3).

### ► Cas du projet EPR

Dans le cadre du développement du projet EPR, une étape supplémentaire a été franchie en termes d'utilisation d'approches probabilistes. Les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires

474. En pratique, la valeur de  $10^{-7}$  par an et par famille d'événements a en fait été davantage utilisée.

à eau sous pression », retenues en 2000 par le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires et les experts allemands associés, prévoient explicitement la réalisation par l'exploitant d'une EPS de niveau 1 dès la conception, incluant au moins les événements internes à l'installation, en vue de conforter les choix de conception. Il y est indiqué qu'« *une réduction significative (par rapport aux tranches alors en exploitation) de la probabilité de fusion du cœur du réacteur doit être obtenue; la mise en place d'améliorations en termes de défense en profondeur des installations devrait conduire à une probabilité globale inférieure à  $10^{-5}$  par réacteur et par an, en tenant compte des incertitudes et de tous les types de défaillances et d'agressions d'origine interne ou externe* ». Ces directives techniques soulignent que, en règle générale, les objectifs probabilistes quantitatifs ne doivent pas être considérés comme des exigences; ils sont essentiellement destinés à fournir des valeurs d'orientation pour vérifier et évaluer la conception.

Comme cela sera explicité au paragraphe 14.5.1, la réalisation par le concepteur (Areva), puis par l'exploitant (Électricité de France), d'études probabilistes de sûreté dès la conception du réacteur EPR a conduit à des améliorations de sûreté significatives.

### ► La règle fondamentale de sûreté

L'autorité de sûreté a décidé de formaliser l'utilisation d'approches probabilistes dans un texte officiel. Ce texte a été publié sous la forme d'une règle fondamentale de sûreté (RFS 2002-01) qui décrit des méthodes acceptables pour la réalisation des EPS de niveau 1 limitées aux événements internes à l'installation et indique également des possibilités d'utilisation de ces EPS.

### ► Introduction des analyses probabilistes dans la réglementation française

Depuis 2008, l'ASN a entrepris le développement d'un corpus réglementaire français, notamment pour y introduire les niveaux de référence de WENRA.

L'arrêté du 7 février 2012 stipule que la démonstration de sûreté nucléaire des installations nucléaires de base repose sur une démarche déterministe prudente, complétée par des analyses probabilistes des accidents et de leurs conséquences. Il impose de plus la réalisation d'EPS pour les réacteurs électronucléaires.

## 14.2. EPS de niveau 1

### 14.2.1. Domaine de couverture

Le domaine couvert par une EPS est défini à partir des conséquences étudiées des événements initiateurs considérés et des états du réacteur retenus pour l'étude.

Une EPS de niveau 1 consiste à déterminer l'ensemble des scénarios (combinaisons de défaillances d'origine matérielle ou humaine) pouvant conduire à la fusion du combustible, et à évaluer leurs fréquences à partir des probabilités d'occurrence des défaillances élémentaires.

Les événements initiateurs pris en considération dans une telle EPS 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, inondation...) ou d'origine externe (séisme, incendie, inondation, tornade...).

Les événements initiateurs retenus peuvent de plus être étudiés soit pour un seul état de l'installation (généralement la pleine puissance du réacteur), soit pour plusieurs états ou pour l'ensemble des états de l'installation.

Les études développées en France par l'IRSN et par Électricité de France couvrent tous les états du réacteur ; comme cela a été indiqué précédemment, elles ont été les premières, au niveau international, à traiter les situations pouvant se développer dans les états d'arrêt du réacteur. Elles traitent l'ensemble des événements initiateurs d'origine interne à l'installation, la perte des alimentations électriques externes par le réseau de distribution d'électricité, la perte de la source froide et certaines agressions d'origine interne ou externe à l'installation (voir le paragraphe 14.4).

Le domaine couvert par une EPS n'est pas la seule caractéristique importante. En effet, au plan international, le soin apporté au choix des méthodes et des données utilisées, en particulier au niveau de détail et à la qualité des études physiques et fonctionnelles en support de l'EPS, est très variable alors que les choix faits ont une grande importance pour l'utilisation des résultats en vue d'améliorer la sûreté des installations. En France, les données utilisées (fiabilité des matériels...) pour les EPS sont représentatives du parc standardisé.

## **14.2.2. Méthode de réalisation d'une EPS de niveau 1**

### **14.2.2.1. Généralités**

Pour chaque événement initiateur, les séquences accidentelles pouvant résulter du succès ou de l'échec des systèmes ou des missions de conduite amenés à intervenir pour assurer les fonctions fondamentales de sûreté du réacteur sont déterminées en vue d'évaluer la fréquence de l'événement redouté (pour l'EPS de niveau 1, il s'agit, comme indiqué plus haut, de la fusion du combustible). La sommation de l'ensemble des valeurs des fréquences calculées pour les différentes séquences accidentelles permet d'obtenir la fréquence totale de l'événement redouté et d'apprécier les contributions des différents événements initiateurs ainsi que l'importance pour la sûreté des équipements et des missions de conduite correspondants. La figure 14.1 résume la démarche retenue pour les EPS de niveau 1.

Tout d'abord, une étape de nature qualitative permet de déterminer les séquences accidentelles pouvant conduire à la fusion du cœur à partir d'une liste aussi exhaustive que possible d'événements initiateurs, c'est-à-dire d'événements qui perturbent le fonctionnement normal de l'installation et conduisent à une dérive

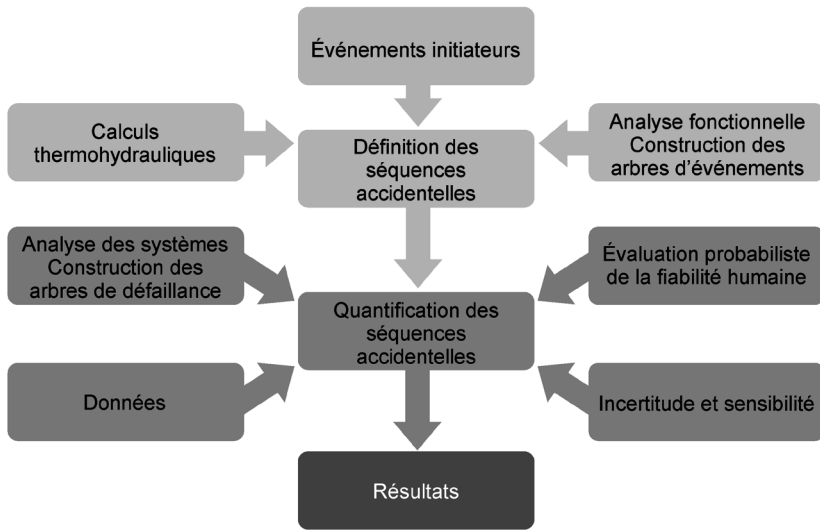


Figure 14.1. Démarche retenue pour le développement des EPS de niveau 1. IRSN.

de certains paramètres de l'installation (pression, température, réactivité du cœur...). Cela est réalisé en construisant, pour chaque événement initiateur, un arbre d'événements, c'est-à-dire un schéma logique définissant les séquences accidentelles envisageables à partir de cet événement initiateur, en considérant le succès ou l'échec des systèmes ou des missions de conduite mis en œuvre pour arrêter la progression vers l'événement redouté. La construction des arbres d'événements tient compte des dépendances fonctionnelles entre systèmes (par exemple les systèmes électriques en support). Chaque branche d'un arbre d'événements constitue une séquence accidentelle au sens de l'EPS et fait l'objet d'une étude de thermohydraulique pour déterminer si elle peut ou non conduire à la fusion du cœur. Cette étude permet de traiter avec précision la mission de chaque système (par exemple, détermination du nombre de trains ou de files d'un système nécessaire pour accomplir la mission) ou de chaque mission de conduite (par exemple, délai maximal dans lequel un système doit être mis en service pour éviter l'événement redouté). La figure 14.2 présente un exemple de construction d'un arbre d'événements.

Après la construction des arbres d'événements, vient une étape de quantification, fondée sur une évaluation de la fiabilité humaine et une analyse des systèmes, permettant l'identification des combinaisons de défaillances conduisant à l'échec des missions, matérialisée par le développement d'arbres de défaillance; elle permet de quantifier la fréquence de fusion du cœur associée à chacune des séquences accidentelles précédemment identifiées. Un arbre de défaillance est un schéma logique permettant de relier, par une méthode déductive, la défaillance d'un système aux événements élémentaires susceptibles de l'entraîner. Les données de fiabilité des matériels permettant de quantifier ces événements élémentaires sont estimées à partir de l'expérience d'exploitation des réacteurs exploités par Électricité de France.

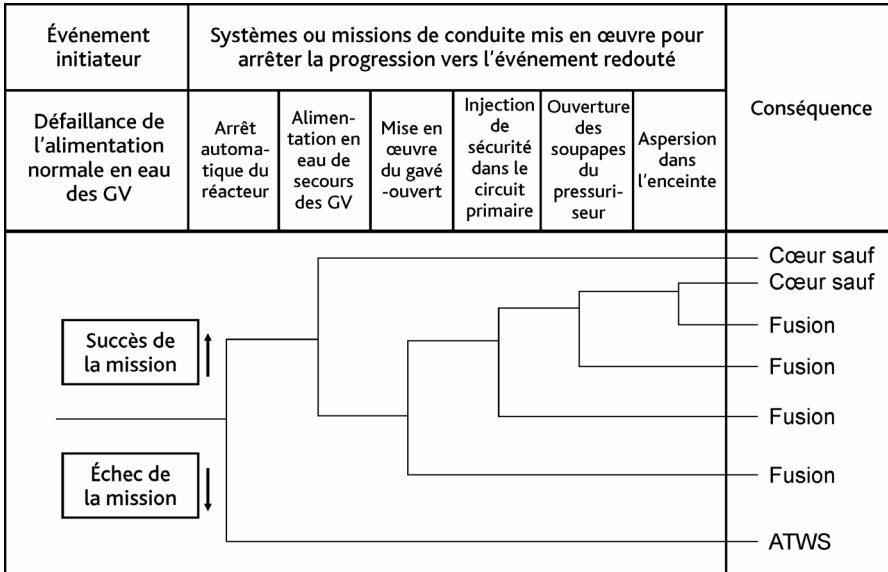


Figure 14.2. Arbre d'événements pour l'initiateur « défaillance de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur alors que le réacteur est en puissance ». IRSN.

La figure 14.3 présente un exemple de modélisation d'un système au moyen d'un arbre de défaillance.

Lorsqu'une EPS vise à couvrir des agressions d'origine externe ou interne, il est non seulement nécessaire de disposer de données spécifiques aux agressions étudiées, notamment les fréquences et amplitudes des aléas, mais également de déterminer les événements initiateurs pouvant résulter de ces agressions, les séquences accidentelles spécifiques associées, avec l'analyse des systèmes et l'évaluation de la fiabilité humaine dans les conditions de ces agressions.

### 14.2.2.2. Un point particulier : l'étude probabiliste de la fiabilité humaine

Étape indispensable dans la construction d'une EPS, l'étude probabiliste de la fiabilité humaine (EPFH), qui permet d'évaluer la probabilité d'échec des missions de conduite, est délicate. En effet, il est difficile de collecter de façon systématique des données statistiques concernant les actions des opérateurs car, si les défaillances peuvent être dénombrées, le nombre d'actions est rarement connu. Une EPFH repose donc sur des modèles qui prennent en compte les données utilisables (données ayant fait l'objet d'un consensus à l'échelle internationale, statistiques issues de mise en situation d'équipes de conduite sur des simulateurs, retour d'expérience...) et les agrègent avec des jugements d'experts.



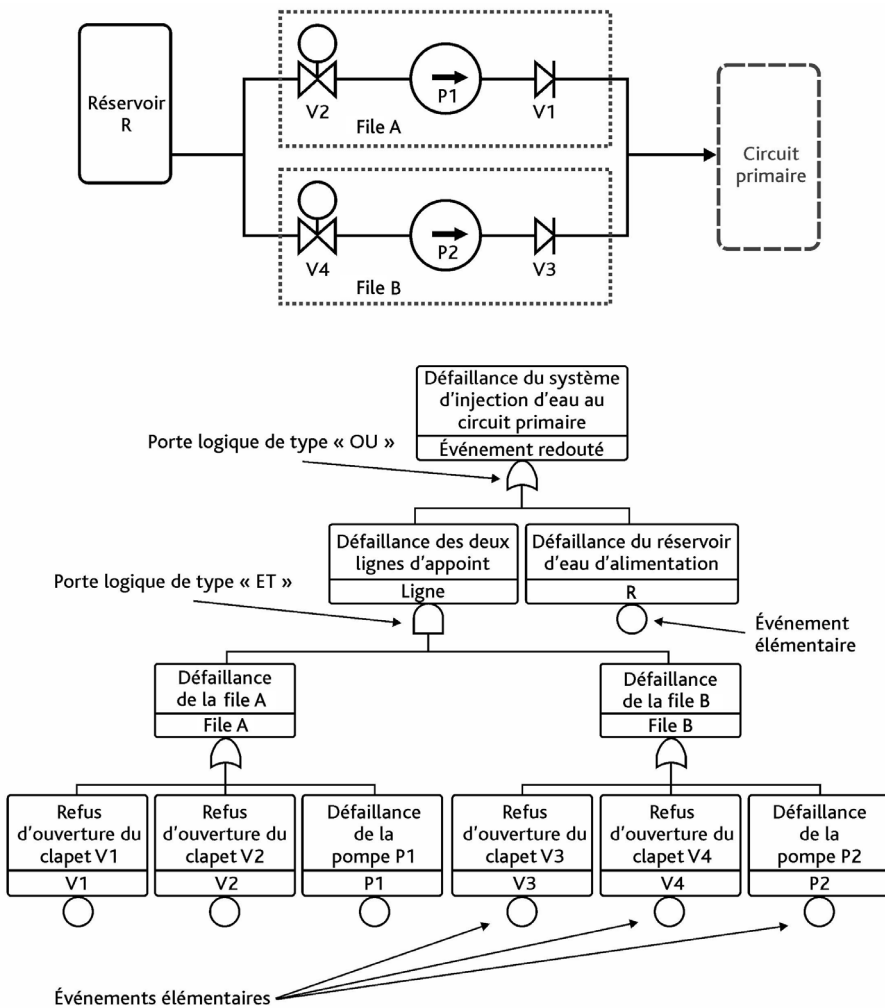


Figure 14.3. Schéma simplifié d'un système d'injection d'eau dans le circuit primaire (en haut) et l'arbre de défaillance associé (en bas). IRSN.

Le premier modèle EPFH complet prenant en compte les erreurs de diagnostic, les erreurs d'exécution, les actions intempestives, le contexte dans lequel les actions sont réalisées, ainsi que les dépendances entre actions, est le modèle THERP<sup>475</sup> élaboré aux États-Unis par Alan Swain. Ce modèle fait l'objet du rapport NUREG 1278 (intitulé « Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications » – août 1983). Il existe aujourd'hui plusieurs dizaines de modèles EPFH dans le monde, la plupart reprenant en partie des aspects de modèles développés précédemment. Ainsi, les tables de probabilités établies par Alan Swain sont encore

475. *Technique for Human Error-Rate Prediction* (étude probabiliste de la fiabilité humaine).

largement présentes dans les modèles EPFH les plus utilisés. Il est cependant à noter que les modèles les plus récents tels que MERMOS, développé par Électricité de France, ou ATHEANA, développé par l'US.NRC (rapport NUREG 1880 intitulé « ATHEANA User's Guide » – juin 2003 – E. Lois), s'en démarquent en utilisant une méthode de type analyse fonctionnelle prenant en compte l'ensemble des aspects organisationnels liés à la mise en œuvre d'une mission de conduite, contrairement aux méthodes antérieures qui étaient centrées sur l'opérateur. Les inconvénients de ce type de méthode sont notamment un investissement coûteux en termes de délais de mise en œuvre des modélisations et une validation plus délicate.

## ► PANAME

Depuis les années 2000, dans ses EPS de niveau 1, l'IRSN utilise un modèle EPFH dénommé PANAME (Plan d'actions nouvelles pour l'amélioration du modèle EPFH avec passage à l'APE); il relève de la famille des modèles contenant des abaques permettant de déterminer des probabilités d'erreur en fonction du temps disponible pour accomplir une mission de conduite et il est largement inspiré du modèle développé pour les premières EPS réalisées en France, lui-même inspiré du modèle américain THERP. Il prend en compte des résultats statistiques obtenus par Électricité de France lors de campagnes d'essais de mise en situation d'équipes de conduite sur des simulateurs dits pleine échelle, c'est-à-dire des répliques des salles de commande des centrales.

La structure du modèle PANAME est fondée sur l'organisation d'une équipe de conduite d'un réacteur d'Électricité de France en situation incidentelle ou accidentelle:

- un premier module traite de la fiabilité humaine des trois opérateurs toujours présents dans la salle de commande:
  - l'« opérateur réacteur » qui est responsable du circuit primaire;
  - l'« opérateur eau-vapeur » qui est responsable du circuit secondaire;
  - le « superviseur » qui veille à la bonne application des procédures par les deux autres opérateurs; il assure ainsi un premier niveau de redondance humaine;
- un deuxième module traite la fiabilité humaine d'un quatrième opérateur qui apporte son support à l'équipe qui est en salle de commande en cas d'incident ou d'accident (entrée en conduite selon l'approche par état [APE], voir le chapitre 33) et à prendre du recul. Il applique une procédure spécifique dénommée surveillance permanente par états (SPE – voir le paragraphe 33.5) et assure un deuxième niveau de redondance humaine. Ce rôle est tenu dans un premier temps par le chef d'exploitation (CE) puis par l'ingénieur de sûreté (IS).

Le premier module de PANAME distingue:

- le diagnostic de la situation, qui consiste à détecter l'apparition d'une perturbation nécessitant le passage en conduite incidentelle ou accidentelle et à

appliquer correctement les procédures de conduite pour réaliser la mission de conduite qui fait l'objet de l'évaluation probabiliste; la probabilité d'échec ( $P_{\text{Échec diagnostic}}$ ), fonction du délai disponible, est déterminée par lecture sur un graphique. Les trois courbes empiriques présentées sur la figure 14.4 font partie du modèle de diagnostic de PANAME; elles correspondent à trois scénarios de passage en conduite APE de dynamiques différentes: dans le cas de la courbe 1, une baisse de charge doit être réalisée par les opérateurs; la courbe 2 correspond à la réponse à une alarme; la courbe 3 correspond à l'occurrence d'un arrêt automatique du réacteur (AAR);

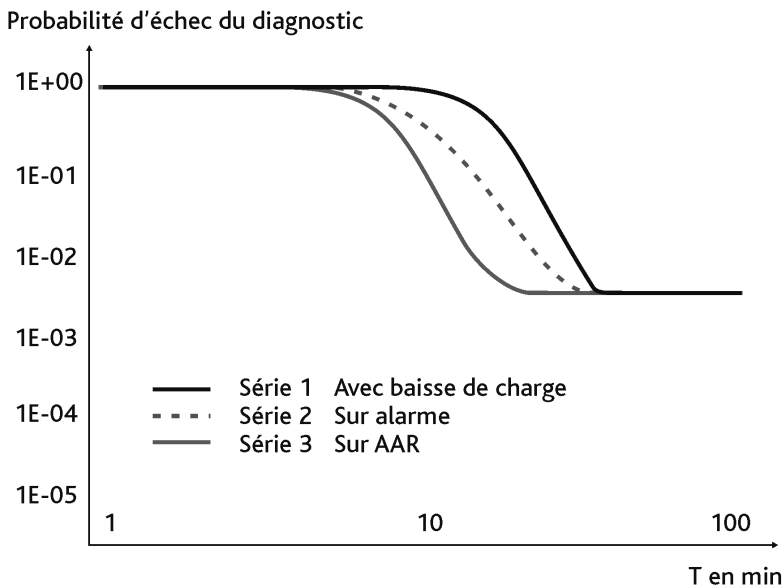


Figure 14.4. PANAME: probabilité d'échec du diagnostic en fonction du temps. IRSN (source EDF).

- l'exécution de la mission de conduite dont la probabilité d'échec ( $P_{\text{Échec exécution}}$ ) est le produit:
  - d'une probabilité de base d'échec ( $P_{\text{Échec de base}}$ ), résultat d'un traitement statistique d'essais de mise en situation d'équipes de conduite sur simulateurs menés par Électricité de France dans les années 1990;
  - d'un facteur qui traduit le contexte ( $K_p$ ) de la mission: 1/3 si le contexte est « facile » (action de conduite normale), 1 si le contexte est « normal » (transitoire entrant dans les programmes de formation de base des opérateurs), 3 si le contexte est « difficile » (transitoire complexe), 9 si le contexte est « très difficile » (ce coefficient est utilisé notamment pour les situations d'agression telles que l'incendie);

- d'une probabilité d'échec de la récupération de ses propres erreurs par l'équipe de conduite ( $P_{\text{Non récupération}}$ ), fonction notamment de demandes redondantes induites par les modules de surveillance présents dans les procédures de conduite, soit de nouvelles demandes si la situation se dégrade.

À la sortie du premier module de PANAME, la probabilité d'échec de la mission, avant prise en compte d'une possible récupération par le quatrième opérateur ( $P_{\text{Échec hors CE/IS}}$ ), est déterminée comme suit :

$$P_{\text{Échec hors CE/IS}} = (P_{\text{Échec diagnostic}}) + (1 - (P_{\text{Échec diagnostic}})) \times (P_{\text{Échec de base}}) \times (P_{\text{Non récupération}}) \times (K_f)$$

La probabilité d'échec de la récupération par le quatrième opérateur (CE ou IS) ( $P_{\text{Échec récupération CE/IS}}$ ) est la somme de la probabilité d'absence de l'IS et du CE ( $P_{\text{Échec hors CE/IS}}$ ) en fonction du temps (statistiques d'Électricité de France) et de la probabilité de leur échec lors de l'application de la procédure SPE ( $P_{\text{Échec récupération CE/IS}}$ ).

La probabilité d'échec de la mission de conduite  $P_{\text{Échec mission}}$  est le produit des probabilités calculées par les deux modules :  $P_{\text{Échec mission}} = P_{\text{Échec hors CE/IS}} \times P_{\text{Échec récupération CE/IS}}$

Il ressort de cette rapide présentation que les estimations de délais constituent un point essentiel des modélisations avec PANAME. Le modèle a été enrichi d'un outil pour calculer les temps de parcours des consignes par les opérateurs. Réalisé à partir du retour d'expérience des passages en conduite APE et de jugements d'experts, il améliore la reproductibilité et la traçabilité des résultats.

## ► MERMOS

Le modèle MERMOS (Méthode d'évaluation de la réalisation des missions opérateur pour la sûreté) est le plus récent des modèles EPFH développés par Électricité de France ; il s'écarte du schéma classique consistant à traiter des erreurs des opérateurs, puis des possibilités de récupération par le superviseur, le CE ou l'IS, pour élargir l'analyse à l'ensemble du système de conduite (l'organisation de la conduite, les procédures, la disponibilité des informations...) et rechercher les dysfonctionnements qui vont aboutir à une conduite inadaptée. Pour faciliter la modélisation, la conduite est décomposée arbitrairement en trois fonctions : la stratégie, l'action et le diagnostic. Pour chacune de ces fonctions, un ou plusieurs scénarios conduisant à l'échec de la mission de conduite sont développés. La situation initiale y est décrite à l'aide de plusieurs propriétés de situation (PS), qui s'attachent généralement à décrire des éléments précis en termes d'attitude de l'équipe de conduite (par exemple l'attente de la réparation d'un matériel ou l'arrivée tardive du quatrième opérateur). La combinaison des PS ne peut pas à elle seule expliquer un scénario d'échec de la mission ; c'est le maintien trop longtemps du système de conduite dans une configuration de conduite particulière (appelée configuration importante de la conduite accidentelle – CICA), qui conduit à l'échec. Un exemple de modélisation d'une mission de conduite est présenté dans le tableau 14.1 ci-après.

**Tableau 14.1.** Exemple de modélisation par MERMOS pour la mission de conduite « Mise en place du refroidissement en mode gavé-ouvert ».

<b>Mission de conduite</b>	
Mise en place du refroidissement en mode gavé-ouvert en 60 minutes après la défaillance de l'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG)	
<b>Mode de défaillance</b>	
Stratégie erronée	
<b>Scénario</b>	
L'équipe de conduite espérant rétablir à temps le fonctionnement de l'ASG retarde trop longtemps le passage en gavé-ouvert	
<b>CICA</b>	
Le système de conduite tente en priorité de rétablir le fonctionnement de l'ASG plutôt que de recourir au gavé-ouvert compte tenu de ses conséquences	
<b>Propriétés de situation</b>	
PS1	Les informations transmises par les agents de terrain en local laissent penser que l'ASG sera remise en service rapidement
PS2	Le cadre technique s'implique fortement dans les actions de rétablissement du système ASG
PS3	L'ingénieur de sûreté arrivé tardivement ne remet pas en cause la stratégie de l'équipe de conduite

La quantification des scénarios modélisés avec MERMOS, c'est-à-dire les probabilités attribuées aux PS et aux CICA, repose sur l'utilisation de jugements d'experts. Afin de faciliter la compréhension, la robustesse et la reproductibilité des études correspondantes, la méthode demande au modélisateur de sélectionner ces probabilités dans une table de valeurs discrètes (voir le tableau 14.2).

**Tableau 14.2.** Table des probabilités des jugements d'experts utilisés dans le modèle MERMOS.

Jugement(s) d'expert(s)	Probabilité associée
Très peu probable	0,01
Peu probable	0,1
Assez probable	0,3
Très probable	0,9

De manière pratique, la probabilité d'occurrence d'un scénario d'échec est le produit des PS, qui décrivent la situation initiale, par la probabilité d'existence des CICA et par la probabilité que celles-ci se maintiennent suffisamment longtemps pour entraîner l'échec de la mission. La probabilité totale d'échec de la mission de conduite est obtenue en faisant la somme des probabilités de l'ensemble des scénarios élaborés pour cette mission, à laquelle est ajoutée une probabilité forfaitaire traduisant les scénarios que le modélisateur n'a pas imaginés.

Fruit du travail d'une équipe pluridisciplinaire constituée d'ingénieurs et de spécialistes des sciences humaines, le modèle MERMOS relève d'une démarche qui vise à prendre en compte les processus cognitifs permettant d'expliquer ou de prédire l'échec

d'une mission de conduite. En cela, il fournit des éléments pour l'étude d'améliorations. Ses points faibles sont la quantification des scénarios d'échec, qui repose essentiellement sur des jugements d'experts, ainsi que l'exhaustivité des scénarios.

Il est à noter cependant que l'utilisation de deux modèles EPFH très différents par Électricité de France et par l'IRSN contribue à améliorer la qualité des EPS réalisées en France et en conséquence celle des évaluations de sûreté pour lesquelles les EPS apportent un éclairage.

### **14.2.3. Résultats des EPS de niveau 1 et enseignements tirés**

Il convient de souligner que les EPS sont des outils, ce qui impose une mise à jour régulière.

Électricité de France a développé des EPS de niveau 1 pour ses différents types de réacteurs (paliers de 900 MWe, 1300 MWe et 1450 MWe) et pour le réacteur EPR Flamanville 3. Ces études constituent les études de référence. Le cadencement des mises à jour de ces études est directement lié aux réexamens périodiques (après la mise en service), la principale utilisation des EPS pour la recherche d'améliorations de sûreté à mettre en œuvre dans les installations s'effectuant dans ce cadre.

De son côté, l'IRSN développe, de manière indépendante, des EPS de niveau 1 pour les paliers de 900 MWe et 1300 MWe ainsi que pour le réacteur EPR. L'objectif de l'IRSN est de disposer d'outils permettant d'analyser les argumentations de l'exploitant, d'approfondir l'étude de certains scénarios accidentels et d'inciter celui-ci, dans le cadre des réexamens périodiques, à proposer des modifications des installations ou des procédures de conduite propres à améliorer la sûreté ainsi qu'à étendre le domaine de couverture de ses études en montrant l'intérêt et la faisabilité de certaines extensions, en tenant compte des objectifs fixés pour le réexamen. Le développement d'EPS propres à l'IRSN lui permet également de pouvoir émettre des avis pertinents sur les argumentaires probabilistes présentés par Électricité de France au cours de l'exploitation des tranches, par exemple pour apprécier l'acceptabilité d'une demande de dérogation aux spécifications techniques d'exploitation.

Les toutes premières EPS, bien qu'ayant un domaine de couverture réduit ont conduit à la définition et à la mise en place de dispositions (équipements, procédures de conduite) dites complémentaires (« système » LLS...).

Confortant des analyses menées à la suite d'événements survenus dans les années 1970 et 1980 aussi bien en France qu'à l'étranger, les EPS suivantes, au domaine de couverture plus complet, vont notamment conduire à la mise en place de dispositions visant à réduire le risque de probabilité de fusion du cœur dans les situations d'arrêt où le circuit primaire est partiellement vidangé jusqu'au niveau des tuyauteries des boucles (plage de travail basse du RRA, ou PTB-RRA). Ces événements et les dispositions mises en place sont détaillés au paragraphe 22.1.

Les résultats présentés ci-après découlent des EPS de niveau 1 considérant les événements initiateurs d'origine interne à l'installation développées par Électricité de

France et l'IRSN pour le réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe (la description des différentes études réalisées dans le cadre des réexamens périodiques est présentée au chapitre 30).

L'étude probabiliste de niveau 1 réalisée par Électricité de France, en tenant compte des modifications prévues lors de ces troisièmes visites décennales (VD3), a conduit à une fréquence de fusion du cœur d'environ  $4,6 \cdot 10^{-6}$  par année et par réacteur pour l'ensemble des scénarios considérés.

Au terme de sa propre étude probabiliste de niveau 1, l'IRSN a trouvé une fréquence d'endommagement du cœur<sup>476</sup> d'environ  $7,5 \cdot 10^{-6}$  par année et par réacteur, pour l'ensemble des états de fonctionnement du réacteur. L'écart provient notamment de la prise en compte, dans l'étude de l'IRSN, pour l'initiateur « défaillance totale de la source froide », de l'épuisement des réserves d'eau du site permettant d'alimenter les générateurs de vapeur et d'évaluations probabilistes des facteurs humains différentes. Les résultats des deux études sont donc proches en ordre de grandeur. Seuls les résultats numériques de l'étude de l'IRSN sont ainsi présentés ci-après (voir le tableau 14.3).

Globalement, les résultats des études tant d'Électricité de France que de l'IRSN font apparaître que les scénarios prépondérants sont ceux qui résultent d'une défaillance des alimentations électriques externes.

**Tableau 14.3.** Répartition, par type de scénarios, de la fréquence calculée d'endommagement du cœur d'après les résultats de l'EPS1 pour les REP 900 du palier CPY « post-VD3 » de l'IRSN.

Type de scénario	Étude IRSN (après la mise à jour « post-VD3 »)	
	Fréquence calculée d'endommagement du cœur (par année.réacteur)	% de la fréquence totale d'endommagement du cœur
Accidents de perte de réfrigérant primaire	$1,2 \cdot 10^{-6}$	16 %
Accidents de perte de réfrigérant primaire à l'extérieur de l'enceinte de confinement	$2,2 \cdot 10^{-7}$	2,9 %
Accidents de rupture d'une tuyauterie secondaire	$5 \cdot 10^{-8}$	0,7 %
Accidents de rupture de tubes d'un générateur de vapeur	$1,1 \cdot 10^{-8}$	0,1 %
Défaillance totale de la source froide ou des systèmes associés	$1,3 \cdot 10^{-6}$	17 %
Défaillance totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur	$1 \cdot 10^{-6}$	14 %
Défaillance des alimentations électriques externes	$2,9 \cdot 10^{-6}$	38 %

476. L'expression « endommagement du cœur » regroupe ici des situations ne conduisant qu'à des ruptures de gaines jusqu'à des situations conduisant à une fusion totale du combustible dans la cuve.

Type de scénario	Étude IRSN (après la mise à jour « post-VD3 »)	
	Fréquence calculée d'endommagement du cœur (par année.réacteur)	% de la fréquence totale d'endommagement du cœur
Défaillance des sources électriques internes	$5,1 \cdot 10^{-7}$	6,8 %
Transitoires avec échec de l'arrêt automatique du réacteur	$3,3 \cdot 10^{-8}$	0,4 %
Transitoires affectant le circuit primaire <sup>477</sup>	$3 \cdot 10^{-7}$	4 %
Fréquence totale d'endommagement du cœur	$7,5 \cdot 10^{-6}$	100 %

### ► Illustration : séquences induites par la perte des alimentations électriques externes

L'illustration qui suit concerne les accidents pouvant se développer, dans les réacteurs de 900 MWe, à partir d'une défaillance des alimentations électriques externes survenant alors que le réacteur fonctionne en puissance.

Dans cette situation, un arrêt automatique du réacteur se produit et les alimentations électriques internes (groupes électrogènes de secours à moteur diesel LHP et LHQ) sont sollicitées. En cas de défaillance de ces deux groupes électrogènes, les deux tableaux électriques secourus 6,6 kV (LHA et LHB) ne sont plus alimentés, ce qui conduit à une situation de perte totale des alimentations électriques (dite situation H3). Les tableaux LHA et LHB assurent notamment l'alimentation électrique de puissance des systèmes permettant l'évacuation de la puissance résiduelle au moyen des motopompes du système ASG et le maintien de l'intégrité du circuit primaire grâce au refroidissement de la barrière thermique des pompes primaire par le système RRI et à l'injection d'eau aux joints des pompes primaires par le système RCV.

En cas de défaillance de l'alimentation des tableaux électriques secourus 6,6 kV (LHA et LHB), la conduite consiste à refroidir le réacteur à l'aide de la turbopompe du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (TPS-ASG) et des vannes de décharge du circuit de décharge à l'atmosphère (GCT), de façon à rejoindre un état de repli pour lequel l'injection aux joints des pompes primaires au moyen de la pompe de test alimentée par le turboalternateur LLS (qui permet d'éviter une brèche du circuit primaire) n'est plus nécessaire. Cet état suppose une température de l'eau du circuit primaire inférieure à 190 °C et une pression dans le circuit primaire inférieure à 45 bars.

Dans les études probabilistes, plusieurs événements initiateurs pouvant conduire à la défaillance des tableaux électriques secourus LHA et LHB sont considérés: la défaillance simultanée des deux tableaux LHA et LHB (pour des raisons matérielles), la

477. Cette valeur intègre par anticipation les améliorations de conception et d'exploitation prescrites par l'ASN pour les situations de dilution hétérogène (qui font partie des transitoires pouvant affecter le circuit primaire).



perte de la ligne principale à 400 kV, une défaillance de courte durée des alimentations électriques externes, une défaillance de longue durée des alimentations électriques externes et un incident réseau généralisé.

La figure 14.5 présente l'arbre d'événements associé à une défaillance de longue durée des alimentations électriques externes débutant alors que le réacteur est initialement en production d'électricité.

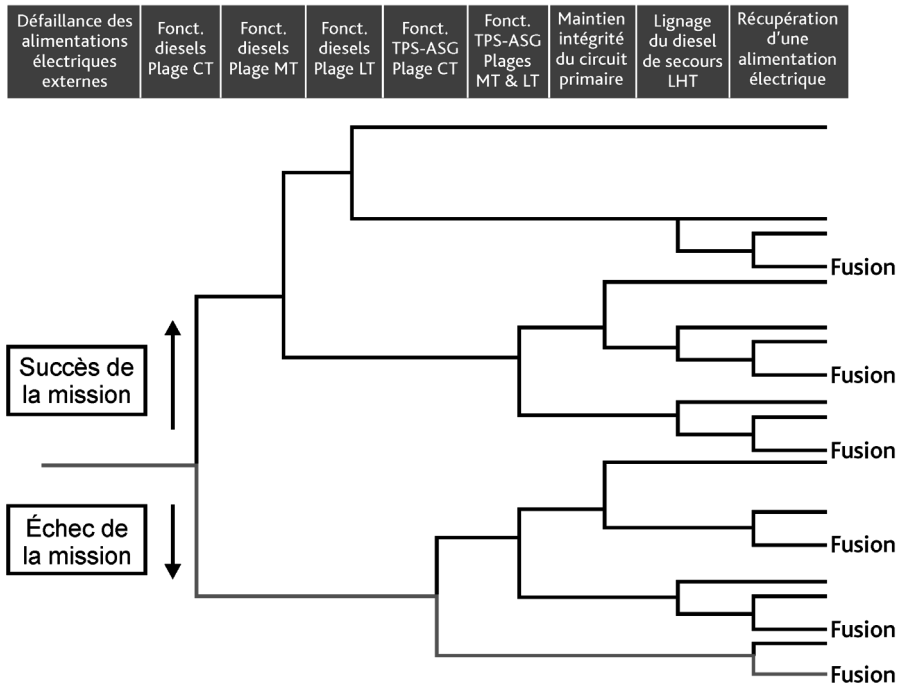


Figure 14.5. Arbre d'événements associé à une défaillance de longue durée des alimentations électriques externes survenant alors que le réacteur est initialement en production (CT signifie court terme, MT moyen terme et LT long terme). IRSN.

Pour identifier et quantifier correctement les séquences accidentelles pouvant résulter de cet événement initiateur, il est nécessaire de tenir compte de la conduite accidentelle qui prévoit de passer en état de repli dès la défaillance des alimentations électriques externes. Selon l'état de repli dans lequel la tranche se trouve lors de la défaillance ultérieure des alimentations électriques internes (groupes électrogènes de secours à moteur diesel), les conditions de refroidissement de la chaudière seront différentes et donc les moyens nécessaires pour gérer la situation ainsi que les délais disponibles pour retrouver la disponibilité d'une source d'alimentation électrique ou « ligner »<sup>478</sup> le groupe diesel

478. C'est-à-dire réaliser l'ensemble des opérations nécessaires pour mettre en service un matériel ou un système (enclenchement de contacteurs électriques, ouverture ou fermeture de vannes...).

d'ultime secours (LHT) avant la fusion du cœur. L'étude retient à ce sujet trois plages temporelles de défaillance des groupes électrogènes :

- pour la plage « court terme » (CT), l'entrée en situation H3 survient très rapidement, c'est-à-dire moins de deux heures après la défaillance des alimentations électriques externes. La puissance résiduelle est alors importante, les délais avant la fusion du cœur sont courts et ne permettent pas d'assurer à temps le lignage du groupe électrogène diesel LHT en cas de dégradation de la situation ; il en résulte une défaillance précoce de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur ou une brèche primaire importante du fait de l'endommagement des joints des pompes primaires ;
- pour la plage « moyen terme » (MT), l'entrée en situation H3 survient entre deux et dix heures après la défaillance des alimentations électriques externes alors que le passage en état de repli est en cours ; les délais avant la fusion du cœur sont plus longs et permettent le grèvement des équipes de crise ainsi que le lignage du groupe électrogène LHT ;
- pour la plage « long terme » (LT), l'entrée en situation H3 survient plus de dix heures après la défaillance des alimentations électriques externes ; la tranche est alors supposée être en état de repli « réacteur aux conditions RRA, RRA non connecté » lors de l'entrée en situation H3. L'injection aux joints des pompes primaires n'est plus nécessaire pour éviter la création d'une brèche primaire. Les délais avant la fusion du cœur sont longs, ce qui permet le grèvement des équipes de crise et le lignage du groupe électrogène diesel LHT qui permet, en cas de défaillance de la turbopompe, d'assurer l'alimentation en eau des générateurs de vapeur par une motopompe du système ASG.

Les séquences accidentelles menant à la fusion du cœur sont ainsi construites en considérant, pour chaque plage de défaillance des groupes électrogènes LHP et LHQ, la défaillance des moyens nécessaires pour éviter la fusion du cœur et l'échec du rétablissement d'une alimentation électrique pendant la durée disponible avant la fusion du cœur.

La première séquence de l'arbre d'événements, en partant du bas, correspond à la défaillance de longue durée des alimentations électriques (événement initiateur) suivie de la défaillance précoce des deux groupes électrogènes LHP et LHQ et de la turbopompe ASG puis de l'absence de récupération d'une alimentation électrique avant la fusion du cœur ; celle-ci intervenant rapidement, l'utilisation du groupe électrogène d'ultime secours LHT n'est pas possible.

Pour quantifier cette séquence, il est nécessaire de connaître :

- la fréquence  $F$  de l'événement initiateur ; cette fréquence est évaluée sur la base de l'expérience d'exploitation des réacteurs du parc en exploitation d'Électricité de France ;
- la probabilité  $P1$  de défaillance à court terme des groupes électrogènes LHP et LHQ ; cette probabilité, évaluée à l'aide d'un arbre de défaillance, tient compte à la fois des défaillances élémentaires et des défaillances de cause commune des

groupes électrogènes, ainsi que de celles des disjoncteurs permettant l'alimentation des tableaux électriques secours;

- la probabilité  $P2$  de défaillance à court terme de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur; cette probabilité, évaluée à l'aide d'un arbre de défaillance, tient compte à la fois des défaillances élémentaires et des défaillances de cause commune de l'ensemble des composants participant à cette mission, notamment de la turbopompe ASG, des vannes ASG...;
- la probabilité  $P3$  de non-rétablissement d'une alimentation électrique (alimentation externe ou groupe électrogène à moteur diesel LHP ou LHQ) avant la fusion du cœur (le délai avant la fusion dans cette situation est d'environ une heure).

Sur la base de ces données et sous réserve que les différents événements considérés soient indépendants, la probabilité de la séquence accidentelle considérée est égale au produit  $F \times P1 \times P2 \times P3$ .

## **14.3. EPS de niveau 2**

### **14.3.1. Domaine de couverture**

Les études probabilistes de sûreté de niveau 2 visent à prolonger les séquences accidentelles de fusion du cœur mises en évidence par les EPS de niveau 1 en déterminant la progression de ces accidents et les rejets radioactifs associés en termes de fréquences, d'amplitudes et de cinétiques. Comme les EPS de niveau 1, les EPS de niveau 2 ont d'abord été développées pour étudier les risques associés aux initiateurs internes d'accident (réacteur en puissance ou réacteur à l'arrêt).

Électricité de France et l'IRSN ont d'abord réalisé des EPS de niveau 2 pour les réacteurs de 900 MWe, puis pour ceux de 1300 MWe. Une EPS de niveau 2 a également été réalisée par Électricité de France pour le réacteur EPR Flamanville 3; elle inclut des séquences accidentelles qui conduisent à des ruptures de gaines du combustible (sans fusion) et permet d'apprécier l'importance de ces situations.

Comme pour les EPS de niveau 1, les études de référence sont les études réalisées par Électricité de France, l'IRSN développant des études de manière indépendante afin de pouvoir réaliser des analyses pertinentes des argumentations présentées par l'exploitant.

### **14.3.2. Méthode de réalisation d'une EPS de niveau 2**

#### **14.3.2.1. Généralités**

Un scénario d'accident conduisant dans l'EPS de niveau 1 à une dégradation du combustible et donc à la possibilité des rejets de produits de fission dans l'environnement peut en fait conduire à des niveaux de rejets variables en fonction:

- de la survenue ou non de certains phénomènes physiques (en particulier une combustion d'hydrogène ou une explosion de vapeur),

- des défaillances de matériels induites par exemple par un phénomène énergétique (combustion...) ou par les conditions d'ambiance dues à l'accident,
- des actions de conduite, et des éventuelles erreurs humaines associées,
- de la remise en fonctionnement d'équipements au cours de l'accident.

En pratique, une EPS de niveau 2 est construite sur la base :

- d'une interface avec une EPS de niveau 1;
- d'un arbre d'événements « accidents graves »; il permet de combiner l'ensemble des événements et phénomènes susceptibles de survenir et d'élaborer des scénarios de développement de l'accident entraînant différents types de conséquences;
- d'une démarche de présentation des résultats fondée sur des catégories de rejets.

De nombreuses études physiques doivent être réalisées en support.

La figure 14.6 présente de façon schématique la méthode généralement mise en œuvre pour la réalisation d'une EPS de niveau 2. Des évaluations de conséquences radiologiques peuvent être utilisées de manière à apprécier la gravité des situations accidentelles.

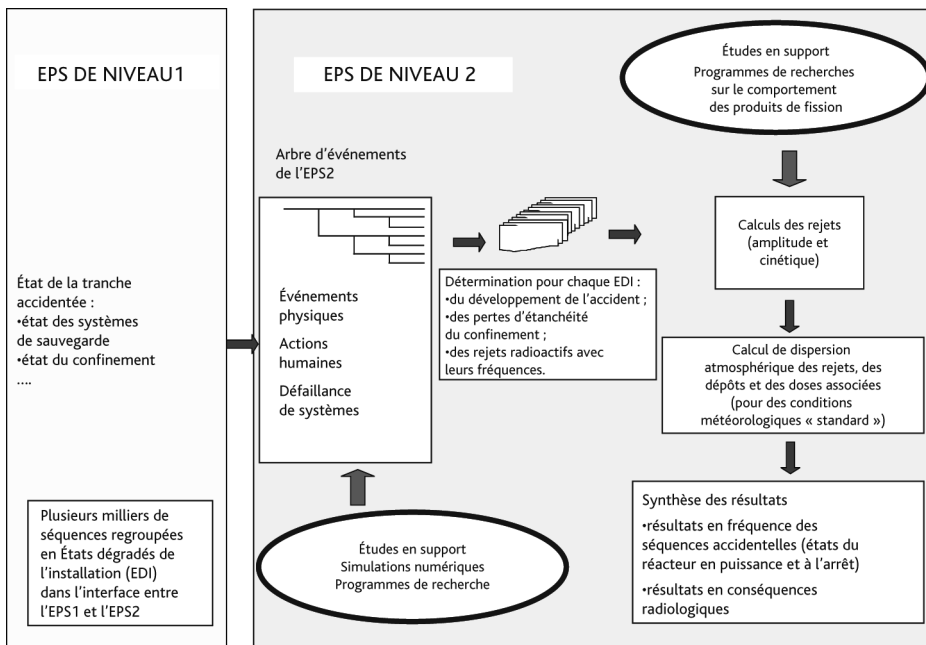


Figure 14.6. Méthode pour l'élaboration d'une EPS de niveau 2. IRSN.

## ► L'interface avec l'EPS de niveau 1

La réalisation d'une interface avec une EPS de niveau 1 constitue la première étape de la réalisation d'une EPS de niveau 2. Cette interface doit :

- assurer la transmission dans l'EPS de niveau 2 des informations utiles relatives à l'état du réacteur accidenté au moment de la fusion du cœur (notamment l'état des systèmes de sauvegarde, l'état du confinement, la pression dans le circuit primaire...), c'est-à-dire celles qui peuvent avoir une influence significative sur le déroulement ultérieur de l'accident, en particulier sur les modes possibles de défaillance de l'enceinte de confinement et sur l'importance des rejets ;
- assurer un regroupement, parmi les milliers de séquences accidentelles de l'EPS de niveau 1, de celles qui conduisent à un développement ultérieur similaire ; les séquences ainsi regroupées définissent des états dégradés de l'installation (EDI).

En fonction des modalités de réalisation de l'étude et du niveau de détail recherché pour les applications, plusieurs dizaines à plusieurs centaines d'EDI peuvent être distingués dans la réalisation d'une EPS de niveau 2.

## ► L'arbre d'événements « accidents graves »

Le cœur d'une EPS de niveau 2 est constitué d'un arbre d'événements qui décrit l'ensemble des événements susceptibles d'influencer le développement de l'accident depuis la dégradation du combustible jusqu'aux rejets de substances radioactives dans l'environnement. Les EDI constituent les initiateurs de cet arbre d'événements.

Les « nœuds » de cet arbre d'événements modélisent les probabilités conditionnelles d'occurrence et les conséquences :

- des événements de nature physique (par exemple la dégradation du cœur et la formation d'un bain de corium, l'oxydation des gaines et la production d'hydrogène, les ruptures induites<sup>479</sup> du circuit primaire, les explosions de vapeur dans ou hors de la cuve du réacteur, l'échauffement direct des gaz de l'enceinte de confinement en cas de rupture de la cuve du réacteur en pression, l'érosion du radier en béton par le corium, les combustions de gaz inflammables) ;
- des actions humaines préconisées dans le guide d'intervention en accident grave (voir le chapitre 17) ; il s'agit par exemple de la dépressurisation du circuit primaire, de l'isolement de l'enceinte de confinement, de l'injection d'eau (sous certaines conditions) pour refroidir le cœur du réacteur ou le corium dans la cuve, du refroidissement par les générateurs de vapeur, de la mise en service du système d'aspersion dans l'enceinte de confinement, de la mise en service du dispositif d'éventage-filtration de l'enceinte de confinement) ;

---

479. Ruptures qui seraient provoquées par une augmentation excessive de la pression et de la température dans le circuit primaire.

- d’erreurs dans l’application de ce guide;
- de défaillances de structures, systèmes ou composants (par exemple, la défaillance mécanique de l’enceinte de confinement à la suite d’une montée en pression ou de températures excessives, la perte d’étanchéité de traversées...).

L’arbre d’événements ainsi construit permet de déterminer les développements possibles de chaque scénario d’accident identifié par l’EPS de niveau 1, les conséquences associées (défaillance du confinement, nature et importance des rejets dans l’environnement) et leurs fréquences annuelles d’occurrence.

Différentes approches peuvent être mises en œuvre pour construire un tel arbre d’événements :

- des approches dites simplifiées, qui visent à évaluer principalement les fréquences des rejets importants;
- des approches dites détaillées : dans ce cas, les arbres d’événements incluent des modélisations plus détaillées de chaque phénomène physique, action humaine ou configuration de système et s’appuient à chaque étape du développement de l’accident sur des variables qui décrivent assez précisément l’état du réacteur.

Les EPS de niveau 2 réalisées par Électricité de France relèvent de la première approche et font progressivement l’objet de compléments. Électricité de France a en effet souhaité, pour des raisons opérationnelles, limiter le niveau de complexité de ses EPS de niveau 2.

Les travaux de l’IRSN relèvent de la seconde approche. Le choix a notamment été fait de privilégier le recours à la simulation par des codes de calcul plutôt qu’à l’utilisation de jugements d’experts pour élaborer les modélisations de l’arbre d’événements « accidents graves ». Cela a conduit l’IRSN à mettre au point des méthodes spécifiques (logiciel KANT pour le développement et la quantification des arbres d’événements, modèle de calcul des rejets...), à faire progresser les outils de simulation (ASTEC en particulier, qui permet de simuler de manière complète un réacteur en situation d’accident de fusion du cœur – voir le chapitre 40) et à réaliser des études particulièrement détaillées.

Il existe ainsi une grande indépendance technique des études réalisées par l’IRSN et Électricité de France, ce qui permet d’approfondir l’examen des études de ce dernier.

De manière générale, les quantifications associées aux événements physiques tiennent compte de l’état des connaissances et font, le cas échéant, l’objet de mises à jour. Toutefois, pour certains sujets (détonation d’hydrogène, transition déflagration-détonation, interaction énergétique entre le corium et l’eau, résistance ultime des enceintes de confinement ou de certains équipements), les modèles utilisés présentent un important degré d’incertitude. Il est alors utile de procéder à des études de sensibilité ou à des évaluations des incertitudes.

## ► Les catégories de rejets

L'évaluation des rejets radioactifs ne peut pas être menée pour chacune des séquences d'accident d'une EPS de niveau 2. Ces séquences sont donc regroupées en un nombre limité de catégories de rejets, chacune étant associée à un mode de défaillance du confinement ainsi qu'à une amplitude et à une cinétique des rejets radioactifs. Le mode de défaillance, l'amplitude et la cinétique des rejets ainsi regroupés peuvent alors être estimés en utilisant des codes de calcul des accidents avec fusion du cœur, tels qu'ASTEC ou MAAP (voir le chapitre 40), ou des modèles simplifiés développés spécifiquement pour les EPS de niveau 2.

Les fréquences et les caractéristiques des rejets associés aux différentes catégories de rejets constituent le résultat final d'une EPS de niveau 2.

## ► Les études menées en support d'une EPS de niveau 2

Le développement d'une EPS de niveau 2 nécessite la réalisation d'un grand nombre d'études en support pour pouvoir décrire de façon réaliste les différentes séquences de l'EPS de niveau 2 et quantifier leurs fréquences.

Le tableau 14.4 présente une liste des sujets à étudier pour un réacteur sous pression.

Cette liste, élaborée dans le cadre du projet ASAMPSA2<sup>480</sup> du 7<sup>e</sup> PCRD EURATOM, illustre le fait que la définition et la réalisation des études en support constituent, dans la pratique, la principale charge de travail pour la réalisation d'une EPS de niveau 2 ; ces études s'appuient largement sur les résultats des recherches menées dans le domaine des accidents avec fusion du cœur.

**Tableau 14.4.** Études nécessaires à la réalisation d'une EPS de niveau 2 pour un réacteur à eau sous pression.

Interface EPS de niveau 1/EPS de niveau 2
Regroupement en EDI des séquences de l'EPS1 conduisant au même type de déroulement ultérieur de l'accident avec fusion du cœur, notamment en termes de mode de défaillance du confinement et d'importance des rejets. Étude des scénarios menant à la fusion du cœur. Pour les accidents induits par une agression (séisme, inondation...) – voir le paragraphe 14.4, l'interface peut inclure l'impact de l'agression sur les systèmes, structures et composants utiles à la gestion ultérieure de l'accident avec fusion du cœur (enceinte de confinement par exemple)
Étude probabiliste des facteurs humains (EPFH)
Identification des actions humaines pouvant intervenir au cours d'une séquence (actions prévues dans le guide d'intervention en accident grave, supports de l'organisation de crise, réparation de matériels...)
Quantification des probabilités d'échec des différentes actions de conduite prévues dans le cas d'un accident avec fusion du cœur

480. Le projet ASAMPSA2 avait pour but la rédaction d'un guide des meilleures pratiques en matière de développement et d'application des EPS de niveau 2, à partir de l'expérience de 21 partenaires européens impliqués dans la sûreté des réacteurs. Le projet s'est achevé en 2012.

<b>Quantification des phénomènes physiques et des chargements qui en résultent pour l'enceinte de confinement</b> <i>Phase de développement de l'accident dans la cuve</i>
Étude de la progression de chaque accident jusqu'à l'entrée en « accident grave » (thermohydraulique des circuits, activation et configuration des systèmes de sauvegarde, délais disponibles, actions de conduite...)
Dégradation du combustible
Ruptures induites du circuit primaire, notamment de tubes de générateurs de vapeur en cas de fusion en pression
Production d'hydrogène
Reprise du refroidissement du cœur (injection d'eau dans le circuit primaire)
Refroidissement de la cuve par l'extérieur, par noyage du puits de cuve
Étude des conséquences d'une injection d'eau dans la cuve (refroidissement du corium, accroissement de la cinétique de production d'hydrogène par oxydation du zirconium des gaines, montée de la pression dans la cuve...)
Étude de la composition de l'atmosphère de l'enceinte de confinement (rôle des recombineurs d'hydrogène, rôle de l'aspersion dans l'enceinte) et de la montée éventuelle de la pression dans cette enceinte
Effets de l'ouverture du dispositif d'« éventage-filtration » de l'enceinte
Études de la distribution et de la combustion de l'hydrogène relâché dans l'enceinte de confinement
Étude du risque de criticité du corium
Étude des possibilités d'une explosion de vapeur dans la cuve et des conséquences associées (fuites du circuit primaire, défaillance mécanique de la cuve, dégradation de l'enceinte de confinement)
Étude des conditions d'une défaillance de la cuve (délais, nature de la défaillance...)

<b>Quantification des phénomènes physiques et des chargements qui en résultent pour l'enceinte de confinement</b> <i>Phase de « rupture » de la cuve</i>
Étude du phénomène d'échauffement direct de l'enceinte de confinement en cas de « rupture » de la cuve alors que cette dernière est en pression
Étude des conséquences d'une explosion de vapeur dans le puits de cuve
Étude du risque de criticité du corium

<b>Quantification des phénomènes physiques et des chargements qui en résultent pour l'enceinte de confinement</b> <i>Phase postérieure à la « rupture » de la cuve, corium présent dans le puits de cuve</i>
Conditions permettant le refroidissement du corium
Érosions radiale et axiale des parois du puits de cuve et du radier de l'enceinte de confinement (interaction corium-béton)
Effets d'un envoi d'eau dans le puits de cuve (refroidissement du corium, montée de la pression dans l'enceinte de confinement)
Évaluation de la production de gaz incondensables (H <sub>2</sub> , CO, CO <sub>2</sub> , etc.) et de vapeur d'eau pendant l'interaction corium-béton
Étude de l'évolution de la composition de l'atmosphère de l'enceinte de confinement et de sa pression



Étude de la distribution et de la combustion de l'hydrogène et du monoxyde de carbone relâchés dans l'enceinte de confinement
Effets de l'ouverture du dispositif d'« évitage-filtration » de l'enceinte de confinement

<b>Évaluation des performances d'étanchéité du confinement</b>
Étude du taux de fuite de l'enceinte de confinement avant l'accident (taux de fuite normal, défauts d'étanchéité de certains organes entre deux essais périodiques)
Étude de la fiabilité du système d'isolement de l'enceinte de confinement
Évaluation des performances d'étanchéité de l'enceinte de confinement dans les conditions d'un accident avec fusion du cœur : <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Réponse mécanique de l'enceinte de confinement soumise à un chargement en pression et en température quasi statique ou dynamique lent – Évaluation de la limite ultime de tenue mécanique et des courbes de fragilité de l'enceinte de confinement. Évaluation de la taille de la brèche pouvant en résulter.</li> <li>2. Étude de la réponse de l'enceinte de confinement supposée soumise à des chargements spécifiques (effets d'une explosion de vapeur dans le puits de cuve sur les structures attenantes, effets d'une déflagration locale d'hydrogène...).</li> </ol>
Évaluation de l'étanchéité des traversées de l'enceinte de confinement dans les conditions d'un accident avec fusion du cœur
Identification d'éventuels chemins de bypasse de l'enceinte de confinement (par exemple: tuyauteries présentes dans les fondations de certaines enceintes de confinement)
Étude du confinement assuré par les bâtiments auxiliaires (ventilation, filtration, confinement dynamique...)

<b>Étude du comportement des équipements dans les conditions d'un accident avec fusion du cœur</b>
Recirculation et refroidissement de l'eau condensée à l'intérieur de l'enceinte de confinement (évacuation d'énergie hors de l'enceinte)
Soupapes de sûreté du circuit primaire (fiabilité de la fonction de dépressurisation du circuit primaire dans les conditions d'un accident avec fusion du cœur)
Générateurs de vapeur (étanchéité des tubes des générateurs de vapeur, efficacité du refroidissement par ces générateurs de vapeur)
Instrumentation (disponibilité de l'instrumentation du réacteur dans les conditions d'un accident avec fusion du cœur)
Systèmes passifs (recombineurs d'hydrogène...)
Système de récupération du corium pour le réacteur EPR

<b>Quantification des rejets radioactifs hors de l'enceinte de confinement</b>
Identification des paramètres clefs pour l'évaluation des rejets radioactifs et définition des catégories de rejets
Regroupement des isotopes des produits de fission (PF) par classe de volatilité (par exemple: les PF volatils, les gaz rares, les PF semi-volatils ou peu volatils) et en fonction de leur forme physique (aérosols ou gaz) dans l'enceinte de confinement
Calcul des rejets pour des séquences représentatives (utilisation de logiciels comme ASTEC, MAAP ou MELCOR, ou utilisation de modèles simplifiés développés spécifiquement pour l'EPS2)

### 14.3.2.2. L'étude probabiliste de la fiabilité humaine pour les EPS de niveau 2

La mise en œuvre des actions préconisées par le guide d'intervention en accident grave (GIAG) seraient décidée dans un contexte où une organisation de crise serait mise en place.

Pour modéliser la fiabilité humaine de cette organisation, l'IRSN a développé un modèle d'étude probabiliste de la fiabilité humaine (EPFH) spécifique, dénommé HORAAM (*Human and Organizational Reliability Analysis in Accident Management*<sup>481</sup>).

Le modèle HORAAM est fondé sur la technique de l'arbre de décision, qui permet de représenter les conséquences possibles d'une situation plus ou moins complexe sous la forme graphique d'un arbre, en faisant apparaître aux extrémités des différentes branches les conséquences en fonction des décisions prises. Dans le cas du modèle HORAAM, l'arbre de décision résume toutes les situations d'interventions humaines envisageables en situation d'accident avec fusion du cœur à l'aide de sept paramètres qui sont les facteurs d'influence (le délai, la difficulté...; voir le tableau 14.5), chacun d'entre eux pouvant prendre deux ou trois modalités (court/moyen/long, facile/difficile...). Une branche de l'arbre représente un type d'intervention humaine; une probabilité d'échec lui est affectée.

Les interventions humaines réalisées à la demande de l'organisation de crise relèvent du processus «information-décision-action». La phase d'information est extrêmement importante, car les équipes de crise ont besoin, aussi rapidement que possible, d'informations aussi claires que possible pour évaluer la situation.

La phase de décision est la phase cognitive par excellence: les équipes de crise cherchent à comprendre ce qui se passe, à déterminer l'état de l'installation et son évolution probable, à évaluer les conséquences présentes et à venir, et, en fonction de ces éléments, dans un délai contraint par la cinétique de l'accident, à proposer une décision et à la transmettre. Cette phase fait intervenir des choix face à des incertitudes et à des compromis entre des objectifs qui peuvent être contradictoires. Les paramètres influençant le plus le succès de cette phase sont le délai de décision, la difficulté d'appréhension du scénario accidentel qui se déroule, et la difficulté de la décision.

La phase d'action se déroule au niveau local. Les paramètres influençant le plus le succès de cette phase sont la difficulté, pour les opérateurs, des actions à réaliser (complexité de la tâche) et les difficultés induites par les conditions matérielles de réalisation de cette tâche (dangerosité, pénibilité...).

Les sept facteurs d'influence qui constituent la structure du modèle HORAAM ont été choisis à partir du retour d'expérience des exercices de crise. De tels exercices, régulièrement pratiqués en France à des fins d'entraînement de l'organisation de crise,

---

481. Analyse de fiabilité humaine et organisationnelle dans la gestion des accidents.

consistent à dérouler des scénarios accidentels fictifs en utilisant les simulateurs de conduite d'Électricité de France.

**Tableau 14.5.** Définition des facteurs d'influence du modèle HORAAM.

Facteur d'influence	Description
Moyens de mesure et d'information	Qualité et fiabilité de toutes les mesures et informations disponibles dans la salle de commande ainsi que des moyens permettant de les transmettre aux équipes de crise (fax, téléphones, transmission automatique de données depuis le réacteur accidenté...)
Délai de décision	Délai nécessaire pour obtenir l'information, la contrôler, la traiter et prendre une décision d'action
Difficulté de décision	Difficulté à prendre une décision
Difficulté du scénario	Difficulté liée au contexte global de la prise de décision comme le type d'accident ou la vitesse d'évolution du transitoire
Degré d'implication des équipes de crise	Nombre d'équipes de conduite ou de crise impliquées dans le processus de décision: équipe de conduite seule, équipe locale de crise sur le site ou organisation nationale de crise opérationnelle
Difficultés induites par les conditions matérielles	Difficultés liées aux conditions de réalisation de l'action décidée (ambiance radioactive, qualité de l'éclairage, température, présence de fumées ou de gaz, exigüité...)
Difficulté pour les opérateurs	Difficulté de l'action décidée, indépendamment des conditions d'intervention: qualité des procédures, expérience des opérateurs concernant la mission de conduite à effectuer

La quantification dans le modèle HORAAM (c'est-à-dire l'affectation de probabilités aux différentes branches de l'arbre de décision) est un exercice complexe en raison notamment du fait que les facteurs d'influence du modèle ne sont pas indépendants les uns des autres. Pour cette quantification, l'IRSN a mené une vaste campagne d'interviews d'équipiers de crise tant à l'IRSN qu'à Électricité de France et il a été amené à formaliser une méthode capable de traiter les réponses de ces experts au travers de l'observation de triplets de facteurs les plus influents à l'égard du succès ou de l'échec d'une mission de conduite. Ainsi, le modèle HORAAM dans son ensemble repose sur des jugements d'experts: pour la validation des facteurs d'influence, leur classement par ordre d'importance et la quantification des arbres.

Élaboré à partir de l'observation de crises fictives, le modèle HORAAM a été examiné à la lumière de l'accident survenu au mois de mars 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Cette confrontation a montré que le choix des facteurs d'influence retenus pour le modèle était globalement pertinent.

Pour ses EPS de niveau 2, Électricité de France a de son côté développé le modèle EPFH générique MEPEM (Méthode d'évaluation probabiliste de l'échec des missions FH). Ce modèle s'appuie sur les apports méthodologiques du modèle MERMOS, avec néanmoins l'ajout, aux fonctions « diagnostic », « stratégie » et « action » du modèle MERMOS, de la fonction « pronostic », ce qui permet de prendre en compte l'évaluation collective de l'évolution possible de l'installation par les équipes de crise. Il est

cependant à noter que, en l'absence des données nécessaires au développement des scénarios d'échec d'une mission de conduite, notamment dans le cas de séquences regroupées au sein d'un même EDI conduisant à plusieurs configurations de conduite différentes, MEPEM permet de réaliser des évaluations forfaitaires en fournissant des probabilités enveloppes. Ainsi, il est possible d'attribuer à chacune des fonctions « diagnostic », « stratégie », « pronostic » et « action » une probabilité d'échec à partir d'une échelle de valeurs discrètes ( $1.10^{-3}$  pour l'échec de la fonction quasi impossible,  $1.10^{-1}$  pour l'échec de la fonction peu probable...).

Tant dans sa phase qualitative que dans sa phase quantitative, la modélisation d'une mission de conduite en situation d'accident avec fusion du cœur avec la méthode MEPEM repose sur des jugements d'experts.

### ***14.3.3. Exemples d'enseignements tirés des EPS de niveau 2***

Les résultats d'une EPS de niveau 2 permettent de mettre en évidence les principales séquences contribuant aux risques de rejets radioactifs et de déterminer celles pour lesquelles des évolutions matérielles ou en termes d'actions humaines permettraient de réduire sensiblement ces risques. De surcroît, de par les études en support réalisées pour réaliser une telle EPS, des connaissances nouvelles sont acquises sur le comportement de l'installation. Quelques exemples d'enseignements des EPS de niveau 2 réalisées pour les réacteurs (avant l'EPR Flamanville 3) sont présentés ci-après.

#### **14.3.3.1. Évaluation des risques d'explosion de vapeur**

Les résultats de l'EPS de niveau 2 de l'IRSN et des études menées en support pour les réacteurs de 900 MWe ont permis de préciser les risques associés à une explosion de vapeur qui se produirait dans le puits de cuve.

Il existe en effet pour ces réacteurs une communication entre le puits de cuve et la partie supérieure de l'enceinte de confinement. Le fonctionnement du système d'aspersion d'eau dans l'enceinte conduit donc à la présence d'eau dans le puits de cuve; en cas de fusion du cœur du réacteur et de défaillance (perçement) de la cuve, du corium à une température d'environ 1700 °C pourrait s'écouler dans l'eau du puits de cuve, ce qui pourrait conduire à un phénomène explosif, dit explosion de vapeur.

Selon les résultats de certains calculs, il est apparu que l'explosion pourrait induire un ébranlement des structures internes suffisamment important pour porter atteinte à l'étanchéité de l'enceinte de confinement. Toutefois, les résultats de ces calculs sont entachés d'importantes incertitudes.

Les avantages et inconvénients des différentes stratégies possibles de refroidissement du corium hors de la cuve ont fait l'objet de nombreux débats entre Électricité de France et l'IRSN (il est à noter que, si la présence d'eau dans le puits de cuve avant une coulée de corium est susceptible d'entraîner une explosion de vapeur, cette même

présence d'eau ralentit l'interaction corium-béton), notamment lors des réexamens périodiques des réacteurs des différents paliers, renvoyant à des études et recherches complémentaires. Toutefois, à l'occasion du réexamen associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe, l'IRSN a considéré qu'il convenait de privilégier des dispositions permettant d'assurer que le puits de cuve sera sec au début de l'accident et de stabiliser le corium en cas de défaillance de la cuve. La faisabilité de telles dispositions, analogues à celles qui ont été retenues pour le réacteur EPR Flamanville 3 – pour lequel des dispositions ont été prises dès la conception avec la mise en place d'un récupérateur de corium spécifique –, a été examinée par Électricité de France dans le cadre de la réévaluation de sûreté associée aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe; l'option retenue par Électricité de France est un étalement du corium à sec dans le puits de cuve et dans un local adjacent, suivi d'un renoyage (voir le paragraphe 17.5.7).

### **14.3.3.2. Tenue mécanique des enceintes de confinement des réacteurs de 900 MWe**

Les enceintes de confinement des réacteurs de 900 MWe ont été dimensionnées pour assurer leur tenue mécanique et une étanchéité spécifiée pour une pression interne absolue de l'ordre de 5 bars dans les conditions d'un accident de perte de réfrigérant primaire. Elles sont équipées d'une peau métallique interne dont le rôle est d'assurer cette étanchéité. La tenue mécanique et l'étanchéité des enceintes de confinement sont vérifiées périodiquement, notamment lors d'épreuves décennales réalisées en air à la pression de 5 bars absolus. Compte tenu du rôle essentiel que peut jouer l'enceinte de confinement pour limiter les conséquences d'accidents avec fusion du cœur, il est apparu opportun de chercher à apprécier les limites ultimes de tenue mécanique des enceintes au-delà de leur pression de dimensionnement; cela a conduit à la réalisation d'essais de tenue mécanique sur des maquettes d'enceinte de confinement et au développement de modèles détaillés permettant d'évaluer par la simulation numérique le comportement mécanique de ces enceintes.

L'IRSN a ainsi réalisé des études détaillées de mécanique de l'enceinte de confinement en modélisant, avec un maillage fin, les zones singulières de cette enceinte, notamment la zone du tampon d'accès des matériels (TAM); le maillage est représenté sur la figure 40.5 du chapitre 40 consacré aux logiciels de simulation.

À partir des résultats d'essais de résistance mécanique réalisés sur des maquettes et des résultats des simulations numériques, l'IRSN et Électricité de France ont considéré que les parois des enceintes de confinement conserveraient une tenue mécanique et une étanchéité satisfaisantes jusqu'à des pressions bien supérieures à leur pression de conception (jusqu'à des pressions de l'ordre de 10 bars absolus), mais que le système de fermeture du tampon d'accès des matériels (TAM) constituait un point faible relatif en termes de tenue à la pression.

Certaines études réalisées par l'IRSN en support de son EPS de niveau 2 pour les REP de 900 MWe ont montré que, pour certains phénomènes pouvant survenir lors d'un accident avec fusion du cœur (échauffement direct des gaz de l'enceinte [en anglais

*Direct Containment Heating* – DCH]) résultant d'une défaillance mécanique de la cuve en pression, combustion d'hydrogène après un renoyage du cœur dans la cuve, les chargements calculés pourraient affecter l'étanchéité du système de fermeture du TAM, conduisant à des rejets radioactifs directs dans l'environnement.

Électricité de France a alors décidé de renforcer le système de fermeture du TAM des réacteurs de 900 MWe, lors de leurs troisièmes visites décennales. Le renforcement étudié permet de garantir l'étanchéité du TAM jusqu'à une pression de 8 bars absolus, valeur significativement supérieure à la pression de dimensionnement des enceintes.

Pour l'IRSN, le gain apporté par le renforcement du système de fermeture du tampon d'accès des matériels est appréciable: une réduction de quelques  $10^{-7}$ /année réacteur de la fréquence estimée des accidents conduisant à une perte d'étanchéité du confinement en cas de DCH ou de combustion d'hydrogène.

### 14.3.3.3. Isolement des traversées de l'enceinte de confinement

La réalisation d'une EPS de niveau 2 conduit à examiner en détail les possibilités de défaillance des organes d'isolement de l'enceinte de confinement. Les études conduites par l'IRSN en support de l'EPS de niveau 2 réalisée pour les réacteurs de 900 MWe ont mis en évidence les risques associés à un échec de l'isolement manuel de certaines traversées de l'enceinte en cas de perte totale des alimentations électriques. Ce résultat a également été confirmé par Électricité de France dans le cadre du développement de ses EPS de niveau 2, ce qui l'a conduit à définir des dispositions spécifiques concernant la fermeture des traversées concernées (priorité à donner aux actions de fermeture en local des vannes motorisées d'isolement de l'enceinte, mise en place de moyens de secours électrique des vannes concernées..).

Les EPS de niveau 2 permettent également de préciser l'importance des dispositions (moyens et procédures) permettant la refermeture du tampon d'accès des matériels pour les accidents avec fusion du cœur, y compris en situation de perte totale des alimentations électriques.

### 14.3.3.4. Modifications du système de dépressurisation du circuit primaire

Une cuve dépressurisée en cas de fusion du cœur est essentielle pour limiter les risques de rejets radioactifs.

Les EPS de niveau 2 réalisées par Électricité de France et par l'IRSN ont conduit à examiner deux possibilités d'amélioration des soupapes de protection et de décharge du circuit primaire installées sur les réacteurs de 900 MWe, de 1300 MWe et de 1450 MWe, précisées ci-après; en effet:

1. chaque soupape est commandée par un «pilote» alimenté électriquement en cas d'ordre d'ouverture de la soupape. Dans la conception initiale, une coupure de l'alimentation électrique du pilote des soupapes entraîne leur fermeture; cette particularité se traduit par un risque de refermeture de la soupape pendant

la phase de fusion du combustible dans la cuve, qui est traité dans les EPS de niveau 2;

2. de par leur conception mécanique initiale, les soupapes en question se referment à une pression de l'ordre de 9 bars si la pression dans l'enceinte de confinement est égale à la pression atmosphérique; cette pression de refermeture augmente avec la pression dans l'enceinte jusqu'à 18 bars pour une pression dans l'enceinte de 5 bars.

Des dispositions complémentaires ont été définies par Électricité de France pour assurer une dépressurisation adéquate du circuit primaire en cas d'accident avec fusion du cœur; il s'agit:

- de la possibilité d'un secours de l'alimentation électrique des soupapes au moyen de batteries portables et d'une modification de la conception du pilote des soupapes, qui permettent d'assurer leur maintien en position ouverte après l'ordre d'ouverture, y compris en cas de défaillance de l'alimentation électrique du pilote;
- d'une modification de la conception des têtes de soupape, qui permet d'abaisser fortement la pression de refermeture des soupapes et de supprimer la dépendance à la pression dans l'enceinte de confinement; cette modification permet de mieux maîtriser la pression dans le circuit primaire en situation accidentelle, de limiter les effets associés à une défaillance de la cuve en pression en situation d'accident avec fusion du cœur et de faciliter le recours, si nécessaire, à des moyens d'injection ultimes d'eau à basse pression.

#### **14.3.3.5. Amélioration des procédures de conduite pour réduire le risque de fusion du cœur en pression**

Lors du réexamen périodique associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe, Électricité de France a, en lien avec les résultats de son EPS de niveau 2, retenu des modifications de ses procédures de conduite visant à fiabiliser la dépressurisation du circuit primaire par les opérateurs. Cette action est en effet essentielle pour le maintien de l'intégrité du confinement (on y reviendra au paragraphe 17.10.3).

#### **14.3.3.6. Apport des EPS de niveau 2 pour la gestion de crise**

Les EPS de niveau 2 et les études menées en support de leur réalisation apportent de très nombreuses connaissances qui peuvent se révéler utiles pour la gestion d'une crise. À titre d'exemples, pour ce qui concerne l'IRSN, on peut citer:

- la consolidation des moyens du centre technique de crise de l'IRSN (par la rédaction de fiches de synthèse sur les développements possibles d'un accident avec fusion du cœur pour chaque type de réacteur, par l'amélioration des outils informatiques d'évaluation du pronostic des rejets dans l'environnement...),

- des contributions à l'élaboration de documents relatifs à la phase post-accidentelle d'une fusion de cœur d'un réacteur à eau sous pression, par exemple la fourniture de scénarios représentatifs de tels accidents.

Les études menées en support de l'EPS de niveau 2 de l'IRSN ont de plus mis en évidence l'utilité, pour les opérateurs et les équipes de crise, de disposer d'un moyen de détection de la défaillance de la cuve en cas d'accident avec fusion du cœur<sup>482</sup>. En effet, alors que, lorsque le circuit primaire reste sous pression sans apport d'eau, la défaillance de la cuve apparaît inéluctable dans un délai court après la coulée du corium dans le fond de la cuve, il existe, dans les autres cas, de grandes incertitudes sur le délai entre la coulée de corium et la défaillance de la cuve (voire sur cette défaillance elle-même). Or il est essentiel pour la gestion à long terme d'un accident avec fusion du cœur de savoir si du corium est sorti ou non de la cuve.

Ce sujet a été examiné lors du troisième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe; depuis, Électricité de France a installé sur tous les réacteurs un dispositif de détection de la rupture de la cuve.

## **14.4. Élargissement du domaine de couverture des EPS**

La question de l'intérêt d'un élargissement du domaine de couverture des EPS réalisées par les exploitants (au-delà des seuls événements d'origine interne) a longuement été discutée en France.

Un premier pas a été franchi en 2007, l'ASN ayant alors demandé à Électricité de France de prendre en compte certaines agressions dans les EPS de niveau 1 telles que le séisme, l'explosion interne, l'inondation, de manière à ce que le bénéfice pour la sûreté de modifications puisse être apprécié en considérant les agressions les plus plausibles.

L'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi en mars 2011 au Japon et les discussions qui ont suivi quant aux enseignements à en tirer, notamment au niveau européen, ont donné une impulsion à des développements dans le domaine des études probabilistes de sûreté. Il est à noter qu'il n'existe pas, dans le monde, d'études complètes couvrant l'ensemble des agressions jusqu'au niveau 2. L'IRSN et Électricité de France participent aux actions internationales qui visent à faire progresser l'état de l'art dans ce domaine.

Au fil des réexamens périodiques, notamment ceux associés aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, Électricité de France intègre dans ses études de référence les agressions internes et externes les plus plausibles, en fonction de l'état de l'art concernant les méthodes et de la disponibilité de données apprignées.

De son côté, l'IRSN poursuit des développements de ses études probabilistes de sûreté. L'objectif poursuivi par l'IRSN est de disposer des connaissances nécessaires et d'éléments lui permettant notamment, dans le cadre des réexamens périodiques, de donner un avis sur la validité des conclusions des études probabilistes d'Électricité de

---

482. La détection est assurée par des thermocouples installés dans le puits de cuve.



France et sur le caractère satisfaisant des modifications qui pourraient être proposées pour améliorer la protection des installations contre les agressions.

## **14.5. Utilisations des études probabilistes de sûreté**

### **14.5.1. Utilisation des EPS à la conception**

#### **14.5.1.1. Intérêt et particularités des EPS à la conception**

Lors de l'élaboration dans les années 1990 des « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression » (voir le chapitre 18), l'état de l'art a conduit à demander la réalisation d'une EPS simplifiée dès la conception, et à inclure certains objectifs probabilistes.

Ces directives techniques mentionnent en particulier que :

- *« une étude probabiliste de sûreté doit être réalisée en commençant dès le stade de la conception et en incluant au moins les événements internes ; cette étude probabiliste de sûreté indiquerait les fréquences des séquences de fusion du cœur avec un aperçu des conséquences possibles des différents types de situations avec fusion du cœur sur la fonction de confinement » ;*
- *« la mise en œuvre d'améliorations de la défense en profondeur de ces tranches devrait conduire à l'obtention d'une fréquence globale de fusion du cœur inférieure à  $10^{-5}$  par année.réacteur, en tenant compte des incertitudes et de tous les types de défaillances et d'agressions » ;*
- *« pour déterminer la combinaison adéquate de redondance et de diversification des systèmes de sûreté, le concepteur peut utiliser des objectifs probabilistes en tant que valeurs d'orientation ; dans ce cas, des valeurs d'orientation de  $10^{-6}$  par an pour les probabilités de fusion du cœur due aux événements internes respectivement pour les états en puissance et les états d'arrêt pourraient être utilisées, en gardant à l'esprit la nécessité de considérer les incertitudes associées ».*

Depuis la publication de ces directives techniques, l'état de l'art a évolué en matière de développement des EPS. Ainsi, une EPS de niveau 2 a été réalisée par Électricité de France en vue de la mise en service du réacteur EPR Flamanville 3.

De manière générale, les apports des études probabilistes de sûreté à la conception sont les suivants :

- une aide à la conception des systèmes de sûreté, notamment pour le choix de dispositions adaptées en termes de redondance et de diversification ; à ce titre, différentes options de conception peuvent être évaluées et comparées ;
- l'évaluation de la fréquence globale de fusion du combustible et des fréquences des rejets, qui contribue à l'appréciation du niveau de sûreté à la conception et à celle de son évolution par rapport aux réacteurs précédents ;

- la vérification de l’obtention d’une conception équilibrée de la sûreté du réacteur, c’est-à-dire de l’absence de scénarios ayant une contribution trop largement dominante à la fréquence globale de fusion du cœur;
- l’appréciation de la robustesse de l’installation face aux agressions, lorsque les modèles EPS appropriés et les données nécessaires sont disponibles;
- un support à la vérification du caractère approprié des dispositions retenues pour réduire les fréquences ou limiter les conséquences des événements correspondant à des défaillances multiples;
- un support à la vérification du caractère approprié des dispositions retenues pour réduire les fréquences ou limiter les conséquences des accidents avec fusion du cœur;
- une participation éventuelle à la justification de l’« élimination pratique » des séquences pouvant entraîner des rejets précoces importants.

Les apports sont bien entendu tributaires du domaine de couverture des EPS utilisées.

De plus, comme le soulignent les directives techniques mentionnées précédemment, les résultats des EPS réalisées à un stade précoce de la conception doivent être utilisés avec précaution. En effet, les spécificités de ces études (analyses fonctionnelles des scénarios accidentels limitées par le niveau de détail des informations disponibles sur le comportement de l’installation, données de fiabilité des matériels élaborées généralement à partir de bases de données génériques, analyse probabiliste de la fiabilité humaine menée de façon simplifiée en l’absence de connaissance précise de la conduite accidentelle...) induisent de fortes incertitudes sur les résultats.

Si la comparaison des résultats des EPS à des objectifs probabilistes quantitatifs peut fournir des indications utiles, il faut souligner ici que ces objectifs probabilistes ne sont pas, dans la pratique française, considérés comme des critères d’acceptation.

### **14.5.1.2. EPS menées en support à la conception du réacteur EPR Flamanville 3**

#### **► EPS de niveau 1**

Le développement de l’EPS de niveau 1 relative au réacteur EPR Flamanville 3 s’est effectué par étapes successives au fur et à mesure que se précisait la conception du réacteur. Ainsi, les premiers travaux en la matière ont été réalisés par le concepteur dès le lancement des études de conception et ont été très régulièrement mis à jour. Ils se sont enrichis au fur et à mesure de l’avancement de la conception de l’installation et de la disponibilité d’informations plus précises, notamment concernant les études d’accidents et la conduite de l’installation.

Au début de la conception, les EPS de niveau 1 réalisées par le concepteur étaient limitées aux initiateurs internes à l’installation. Des compléments portant sur les agres-

sions ont été apportés plus tardivement. Des EPS ont ainsi été développées (au début des années 2010) pour les incendies, les inondations et les explosions d'origine interne à l'installation. Pour les agressions d'origine externe, les éléments apportés ont généralement été qualitatifs avec un éclairage probabiliste principalement sur les fréquences des aléas.

L'analyse des résultats des premières études – dont certaines étaient antérieures à la demande d'autorisation de création – a conduit à plusieurs améliorations de l'installation. Il s'agit notamment de la diversification du refroidissement des pompes du système d'injection de sécurité à basse pression, de la diversification du signal de mise en service automatique de l'appoint d'eau au circuit primaire en cas de perte du refroidissement lorsque le réacteur est à l'arrêt et de la diversification du circuit de refroidissement de la piscine d'entreposage des combustibles usés, avec la création d'une troisième voie diversifiée.

Les études ultérieures, réalisées notamment dans le cadre de la demande d'autorisation de création et de la demande de mise en service du réacteur EPR Flamanville 3, ont confirmé l'intérêt de ces modifications et apporté des enseignements complémentaires, qui ont entraîné de nouvelles modifications de conception et d'exploitation; on peut citer ici :

- l'utilisation, en cas de situation accidentelle induite par une défaillance des alimentations électriques externes, d'interconnexions entre divisions électriques, initialement prévues pour permettre la maintenance,
- des évolutions de la conception et de l'exploitation de certains systèmes de ventilation en vue de réduire la fréquence calculée de fusion du cœur résultant des situations associées à une défaillance de ces systèmes (diversification des groupes froids des deux systèmes de production d'eau glacée secourue du « bâtiment électrique » [DEL] et de production d'eau glacée du bâtiment du réacteur [DER] qui assurent le refroidissement du système de ventilation [DVL] du « bâtiment électrique », interdiction de réaliser une opération de maintenance d'un train DVL lorsque la température extérieure dépasse 25 °C...).

### ► EPS de niveau « 1+ »

Pour aller plus loin dans l'appréciation de la conception du réacteur EPR au regard des objectifs retenus dans les directives techniques – qui n'ont pris toute leur valeur qu'après transmission à Électricité de France par l'ASN, en 2004 –, et notamment celui d'« élimination pratique » des situations accidentelles avec fusion du cœur qui pourraient entraîner des rejets précoces importants, le concepteur a réalisé une première extension de l'EPS de niveau 1 (appelée EPS de niveau 1+), en vue d'apprécier les effets sur le confinement. Les séquences accidentelles de l'EPS de niveau 1 menant à la fusion du cœur ont ainsi été regroupées en fonction de certains paramètres (paramètres physiques, état du confinement...), puis « catégorisées » en fonction du succès ou de l'échec d'actions de limitation des conséquences (dépressurisation du circuit primaire par l'opérateur, disponibilité ou indisponibilité du système CHRS

[*Containment Heat Removal System*<sup>483</sup>], succès ou échec de l'isolement de l'enceinte de confinement).

Trois grandes catégories de séquences d'état d'endommagement du réacteur, appelées PDS (*Plant Damage State*), ont alors été définies :

- la catégorie PDS 1 regroupe les séquences de fusion du cœur pour lesquelles les systèmes de limitation des conséquences sont disponibles ;
- la catégorie PDS 2 regroupe les séquences de fusion du cœur conduisant à une défaillance du confinement à long terme (ce sont notamment les séquences avec indisponibilité du système CHRS) ;
- la catégorie PDS 3 regroupe les séquences de fusion du cœur conduisant à une défaillance précoce du confinement.

Il faut souligner que cette première étude a mis en évidence une fréquence relativement importante pour les séquences menant à la fusion du cœur avec le système CHRS indisponible, du fait de systèmes supports communs aux systèmes de prévention et de limitation des conséquences de la fusion du cœur. Le concepteur a alors retenu de diversifier le circuit de réfrigération et les alimentations électriques du système CHRS, par la mise en place de pompes de refroidissement complémentaires dédiées, alimentées par les deux « petits » groupes électrogènes prévus en complément des quatre groupes principaux (voir le paragraphe 18.2.3). Une mise à jour de l'étude de niveau 1+ a mis en évidence l'intérêt de ces modifications.

Au gré des mises à jour par Électricité de France de l'EPS de niveau 1+, il est ensuite clairement apparu qu'une EPS de niveau 1+ ne permettait pas de tenir compte de manière suffisamment détaillée des caractéristiques des équipements, des phénomènes physiques intervenant au cours des accidents avec fusion du cœur et de leur chronologie pour pouvoir évaluer correctement le comportement de l'enceinte de confinement lors de ces accidents et les risques associés de rejets radioactifs dans l'environnement.

C'est pourquoi Électricité de France a pris en l'an 2000 la décision de développer une EPS de niveau 2 pour le réacteur EPR Flamanville 3, à l'échéance du rapport de sûreté fourni dans le cadre de la demande d'autorisation de mise en service.

## ► EPS de niveau 2

Électricité de France a ainsi développé une EPS de niveau 2 en vue de la demande d'autorisation de mise en service du réacteur EPR Flamanville 3. Cette étude a contribué de manière notable à la vérification du caractère satisfaisant des dispositions retenues pour la gestion d'un accident avec fusion du cœur. Elle a également apporté des compléments d'information pour des situations d'accident qui sont au-delà du référentiel de conception du réacteur EPR, par exemple les pertes de longue durée des sources électriques et de refroidissement. Ces informations sont utilisées pour la conception de

483. Système d'évacuation de la chaleur dans l'enceinte de confinement de l'EPR.

dispositions complémentaires de gestion de tels accidents qui seraient mises en œuvre par la Force d'action rapide nucléaire (FARN) développée par Électricité de France après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.

Ultérieurement, cette EPS de niveau 2 devra être mise à jour pour refléter la conception définitive du réacteur (systèmes de sauvegarde et de limitation des conséquences, procédures de conduite...).

### **14.5.2. Utilisation des EPS lors des réexamens périodiques**

La démarche de réexamen périodique est un processus mis en œuvre pour un type de réacteurs donné, qui tient compte de l'expérience d'exploitation et de l'évolution des connaissances. Elle consiste (cela est développé au chapitre 30) d'une part en un examen de conformité des installations et d'autre part en la recherche d'améliorations du niveau de sûreté pour le rapprocher de celui des réacteurs les plus récents (volet de réévaluation de sûreté proprement dite); c'est une exigence règlementaire.

#### **14.5.2.1. EPS de niveau 1**

D'une manière générale, les EPS sont utilisées lors des réexamens périodiques pour réévaluer la fréquence globale de fusion de cœur et son évolution par rapport à l'évaluation faite lors du réexamen précédent en tenant compte du retour d'expérience d'exploitation et des nouvelles connaissances, et pour déterminer les principales contributions à cette fréquence globale de fusion du cœur. Cela permet de mettre en évidence d'éventuels points relativement faibles de l'installation pour lesquels des évolutions tant de la conception que de l'exploitation peuvent être étudiées, voire être jugées nécessaires. Leur hiérarchisation permet de déterminer les efforts à mener en priorité.

Les EPS de niveau 1 sont également utilisées dans le cadre des réexamens périodiques pour la définition des dispositions complémentaires (associées aux événements caractérisés par des défaillances multiples). Cette utilisation spécifique est explicitée dans le chapitre 13 consacré au « domaine complémentaire ».

De manière pratique, au début d'un réexamen périodique pour un palier de réacteurs, Électricité de France met à jour son EPS de référence correspondante, réalisée au terme du réexamen précédent, en y intégrant l'expérience d'exploitation la plus récente (mise à jour de la liste des événements initiateurs ainsi que de leurs fréquences, des données de fiabilité des matériels, du profil de fonctionnement) et les connaissances nouvelles sur le comportement de l'installation à la lumière des études les plus récentes.

Pour mettre en évidence et hiérarchiser les principales contributions à la fréquence globale de fusion du cœur, les séquences élémentaires des arbres d'événements présentant des caractéristiques fonctionnelles semblables sont regroupées dans des « séquences fonctionnelles », puis une évaluation des fréquences de fusion du cœur associées à ces séquences fonctionnelles est réalisée. Ce regroupement vise

à déterminer les « séquences fonctionnelles » dont la fréquence et les conséquences pourraient être réduites par la mise en œuvre d'une même disposition afin d'identifier au mieux les opportunités d'améliorations.

À l'issue du réexamen périodique, une nouvelle version de l'EPS de référence est réalisée par Électricité de France en tenant compte des modifications décidées au cours du réexamen.

Pour mener son expertise, l'IRSN s'appuie sur ses propres modèles EPS. Sa démarche consiste :

- à examiner la pertinence des données d'entrée utilisées dans les études d'Électricité de France (données de fiabilité, défaillances indépendantes et défaillances de cause commune, fréquences des initiateurs...),
- à identifier et analyser les principales différences entre les EPS transmises par Électricité de France et celles qui sont développées par l'IRSN en amont du réexamen, en termes d'hypothèses, de choix de modélisation, d'EPPH et de résultats,
- à examiner plus attentivement les séquences fonctionnelles présentant un intérêt tout particulier en termes de sûreté.

L'expertise de l'IRSN le conduit à discuter avec Électricité de France de possibles améliorations des installations et de leur exploitation (procédures de conduite) ainsi qu'à formuler des observations en vue de l'amélioration des études d'Électricité de France.

Bien que les EPS de niveau 1 « événements internes » aient déjà été largement utilisées lors du réexamen périodique des réacteurs associé aux deuxièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, ce n'est qu'à partir du réexamen périodique associé aux deuxièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe que l'utilisation des EPS a été systématisée et pour ainsi dire « codifiée ».

Lors des réexamens périodiques suivants, cette approche a été confortée mais également enrichie par l'extension du domaine de couverture des EPS, avec la réalisation par Électricité de France :

- d'une EPS de niveau 1 « événements internes » pour la piscine d'entreposage des combustibles usés et d'une EPS de niveau 2 « événements internes » lors du réexamen associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe,
- d'EPS de niveau 1 « incendie » et « inondation interne » lors du réexamen associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe,
- d'EPS de niveau 1 « explosion interne », « séisme » et « inondation externe », d'EPS de niveau 2 « incendie », « inondation interne » et « séisme » lors du réexamen associé aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe.

Ces EPS ont conduit à retenir, à l'occasion des différents réexamens périodiques, des améliorations de conception ou d'exploitation. En particulier, les EPS de niveau 1 « événements internes » ont permis d'approfondir, lors des réexamens associés aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe, le sujet des séquences menant à une fusion du cœur avec bipasse de l'enceinte de confinement, induites par une rupture du serpentin de la barrière thermique d'une pompe primaire. Une telle rupture peut en effet, en cas d'échec de l'isolement du tronçon du circuit RRI dimensionné aux conditions du circuit primaire, conduire à une brèche du circuit primaire débouchant à l'extérieur de l'enceinte de confinement sans moyen de l'isoler ou de rejoindre des conditions de pression et de température permettant d'annuler le débit d'eau sortant par la brèche. L'exploitant a alors décidé d'améliorer les moyens d'isolement du circuit RRI ; les mises à jour des EPS ont ensuite montré tout l'intérêt de cette modification.

L'EPS « incendie » réalisée par Électricité de France lors du réexamen périodique associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe a mis en évidence une fréquence importante des séquences menant à la fusion du cœur induites par un incendie dans un local contenant des baies (armoires) de relayage informatisé (CONTROBLOC) du système de contrôle-commande, qui pourrait entraîner une ouverture intempestive des soupapes de protection du circuit primaire et une défiabilisation des systèmes RIS et EAS nécessaires à la limitation des conséquences de la situation correspondante. Électricité de France a, au vu de ces résultats, retenu une modification de la logique de la commande de ces soupapes.

#### 14.5.2.2. EPS de niveau 2

Les EPS de niveau 2 sont utilisées lors des réexamens périodiques pour apprécier l'intérêt et l'opportunité de la mise en place d'améliorations matérielles (notamment des améliorations de systèmes existants) ou de procédures visant à réduire les probabilités de modes de défaillance de l'enceinte de confinement ou à réduire les conséquences de telles défaillances en termes de rejets. Elles peuvent contribuer à la définition et la mise en place de systèmes permettant de prévenir les accidents avec fusion du cœur ou d'en limiter les conséquences ainsi qu'à l'amélioration des guides d'intervention en accident grave (GIAG).

La première utilisation des EPS de niveau 2 dans l'analyse de sûreté est intervenue dans le cadre du réexamen périodique associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe. Électricité de France réalise désormais, à l'occasion de chaque réexamen périodique, une EPS de niveau 2 correspondant à l'état des réacteurs avant et après les modifications du réexamen. L'utilisation de ces études s'inscrit dans le cadre de l'identification et de la réduction, autant que raisonnablement possible, des risques présentés par les réacteurs. Pour les réacteurs de 900 MWe, de 1300 MWe et de 1450 MWe, des objectifs généraux sont définis à chaque réexamen dans le « référentiel accident grave ». Lors des réexamens associés aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe et 1300 MWe, l'objectif premier était la réduction des risques de rejets précoces et importants. Pour les réexamens suivants, il est visé

de rapprocher le niveau de sûreté des réacteurs en exploitation de celui du réacteur EPR; cela est développé au paragraphe 30.5.

Des exemples d'utilisation des EPS de niveau 2 et de modification des réacteurs ont été présentés au paragraphe 14.3.3.

Il convient également de noter que les EPS de niveau 2 peuvent également contribuer à identifier et à fixer des priorités en matière de programmes de recherche visant à mieux comprendre les accidents de fusion du cœur et à réduire les risques associés.

### **14.5.3. Utilisation des EPS pour l'exploitation des réacteurs**

#### **14.5.3.1. Utilisation des EPS pour l'analyse de la gravité des événements**

Cette utilisation s'inscrit dans le processus global d'analyse de l'expérience d'exploitation (voir notamment le chapitre 21 qui traite des règles et pratiques en matière de retour d'expérience).

Les événements significatifs (cette notion est précisée au paragraphe 21.4) qui surviennent dans les centrales nucléaires constituent une des sources principales de retour d'expérience. En complément des méthodes classiques d'analyse d'événements, l'utilisation des EPS de niveau 1 permet d'apprécier l'augmentation de la probabilité de fusion du cœur induite par un événement réel. Cette méthode<sup>484</sup> est utilisée en France depuis le début des années 1990.

L'intérêt de l'approche probabiliste est double :

- l'analyse des conséquences potentielles de l'événement repose sur une investigation aussi systématique et réaliste que possible des scénarios possibles de dégradation de la situation créée par l'événement étudié, ce qui permet une plus grande exhaustivité;
- l'évaluation probabiliste fournit de plus des informations quantitatives sur les probabilités de ces scénarios.

L'analyse probabiliste apporte des éléments chiffrés qui permettent de mieux appréhender la gravité des événements et de les hiérarchiser en fonction de leur probabilité conditionnelle de fusion du cœur.

Elle aide ainsi à hiérarchiser les priorités de traitement des événements ainsi qu'à évaluer la pertinence des actions de retour d'expérience et l'efficacité des mesures correctives.

#### **► Définition des événements « précurseurs »**

L'évaluation de la gravité d'un événement peut être quantifiée par la détermination d'une valeur, appelée « accroissement de la probabilité de fusion du cœur »

---

484. Aussi appelée méthode « précurseur » (sous-entendu de fusion du cœur), est évoquée à nouveau au paragraphe 21.4.



(ou indice de risque potentiel, IRP), qui représente la différence entre la probabilité annuelle conditionnelle de fusion du cœur sachant que l'événement a eu lieu et la probabilité annuelle globale de fusion du cœur issue du modèle EPS de référence. Les événements pour lesquels l'IRP est supérieur à  $10^{-6}$  sont appelés précurseurs; ils font l'objet d'une analyse approfondie. Parmi ces événements, les événements pour lesquels l'IRP est supérieur à  $10^{-4}$  font l'objet d'une attention toute particulière: l'exploitant définit des actions correctives et des délais pour leur mise en œuvre. Le gain attendu par la mise en œuvre de ces actions correctives est si possible évalué en termes probabilistes.

### ► Analyse probabiliste

Électricité de France et l'IRSN effectuent chacun de leur côté un examen des événements significatifs survenus dans les réacteurs dès leur déclaration. Ce premier examen permet d'identifier les événements dits marquants parmi lesquels certains pourraient être des événements précurseurs au sens de l'alinéa précédent.

Pour les événements retenus comme marquants, une estimation de l'accroissement de la probabilité de fusion du cœur lié à l'événement est si possible effectuée. Il est néanmoins à noter que cette méthode n'est pas applicable à tous les événements compte tenu des limitations des EPS de niveau 1 de l'IRSN et d'Électricité de France.

Deux catégories d'événements précurseurs peuvent être distinguées:

- ceux qui résultent d'une défaillance ou de l'indisponibilité d'un matériel pouvant conduire à la dégradation d'une ou plusieurs fonctions de sauvegarde; une telle dégradation pouvant affecter le déroulement de plusieurs accidents envisageables, c'est le cumul des probabilités annuelles de fusion du cœur des familles accidentelles correspondantes qui représente l'accroissement de la probabilité annuelle de fusion du cœur lié à l'événement;
- ceux qu'on dénomme pré-initiateurs: pour ce type d'événement, c'est la probabilité annuelle de conduire à un initiateur au sens des EPS qui permet de déduire la probabilité de fusion du cœur associée.

Certains événements répondent aux deux définitions ci-dessus. L'accroissement de la probabilité annuelle de fusion du cœur lié à l'événement est alors déterminé en considérant les deux aspects.

Dans le cas général, l'analyse est réalisée à l'aide du modèle EPS de référence et ne nécessite pas de développement particulier. Néanmoins, le modèle EPS doit quelquefois être adapté à la spécificité de l'événement, en considérant en particulier l'ensemble des indisponibilités affectant le réacteur au moment de l'événement.

Si l'événement résulte d'une défaillance matérielle, il convient notamment d'apprécier si la défaillance constatée peut affecter d'autres équipements et d'introduire l'hypothèse associée dans la quantification.

En cas d'incertitudes importantes sur les hypothèses de quantification, une étude de sensibilité est effectuée.

### 14.5.3.2. Utilisation des EPS pour l'analyse des spécifications techniques d'exploitation et des modifications temporaires

L'objectif général des spécifications techniques d'exploitation (STE, voir le paragraphe 20.2) est de définir un ensemble de règles qui doivent être respectées pour l'exploitation (normale) de l'installation, afin de maintenir le réacteur dans le domaine couvert par les études du rapport de sûreté.

Les spécifications techniques d'exploitation définissent :

- différents domaines d'exploitation de l'installation, caractérisés par les limites de paramètres physiques,
- les fonctions, systèmes et matériels qui doivent être disponibles dans chaque domaine d'exploitation pour prévenir et détecter des situations d'incident ou d'accident et limiter les conséquences si de telles situations devaient néanmoins se produire,
- les actions à mettre en œuvre en cas d'écart par rapport aux exigences mentionnées ci-dessus, ainsi que le délai maximal toléré de mise en œuvre de ces actions.

Les spécifications techniques d'exploitation des réacteurs ont été élaborées par une approche déterministe en s'appuyant notamment sur les études des accidents de dimensionnement du rapport de sûreté (RDS) ; des jugements d'experts ont été utilisés en complément.

L'utilisation des études probabilistes de sûreté a permis à Électricité de France de définir, au fil du temps, des évolutions pérennes des spécifications techniques d'exploitation, notamment pour les états d'arrêt. Par ailleurs, l'éclairage probabiliste peut être utilisé pour l'analyse d'une modification temporaire de ces spécifications, par Électricité de France et par l'IRSN.

Les principaux domaines dans lesquels Électricité de France utilise à ce jour ses EPS pour la définition de spécifications techniques d'exploitation sont succinctement présentés ci-après. L'analyse de l'IRSN porte essentiellement sur les méthodes retenues par l'exploitant et les hypothèses utilisées pour ces applications. Ces applications font par ailleurs l'objet des précautions suivantes de la part de l'IRSN :

- l'applicabilité de l'EPS utilisée au cas étudié est vérifiée et, éventuellement, des études particulières sont réalisées ; en effet, certaines simplifications faites dans l'EPS utilisée peuvent se révéler non pertinentes pour l'application considérée ;
- il est également vérifié que les conclusions de l'application tiennent compte des limitations en termes de niveau (1, 2)<sup>485</sup> et de couverture de l'EPS utilisée ;

485. Une EPS de niveau 1 est par exemple inadaptée pour des indisponibilités d'équipements liés au confinement.

- il est considéré que, nonobstant les résultats des études probabilistes, la détermination des délais maximaux de réparation des matériels ou de repli du réacteur doit également tenir compte de certains impératifs de maintenance (temps nécessaire pour effectuer une réparation...) ou d'exploitation (temps nécessaire pour préparer un repli...). La vérification du respect des critères déterministes est par ailleurs indispensable (par exemple, la durée d'une indisponibilité qui remet en cause une hypothèse d'une étude d'accident de dimensionnement doit être strictement limitée).

### ► Définition des fonctions de sûreté et des équipements qui doivent être disponibles pour un état du réacteur donné

L'intérêt de requérir, dans les spécifications techniques d'exploitation, la disponibilité d'un matériel pour un état du réacteur donné, peut être apprécié sur la base de l'augmentation de la fréquence globale annuelle de fusion du cœur qui résulterait de l'indisponibilité du matériel sur toute la durée de l'état.

### ► Classement des indisponibilités en événements de groupe 1 ou de groupe 2

En fonction de leur importance pour la sûreté, les indisponibilités d'un système ou d'un matériel requis par les spécifications techniques d'exploitation dans un état du réacteur sont hiérarchisées en événements de groupe 1 et événements de groupe 2. Une stratégie de repli vers un état plus sûr et des règles très strictes de cumul sont associées uniquement aux événements de groupe 1.

Les EPS permettent d'apporter un éclairage sur le classement des indisponibilités, notamment pour les équipements valorisés dans le domaine complémentaire d'événements (chapitre 13).

### ► Définition de la conduite à tenir dans le cas d'un événement du groupe 1

Les EPS permettent d'apporter un éclairage quant à la meilleure conduite à tenir en cas d'indisponibilité d'un matériel requis par les spécifications techniques d'exploitation, en termes d'actions à mettre en œuvre et de délais maximaux de réalisation de ces actions. D'autres éléments sont néanmoins à considérer pour la prise de décisions, tels que l'impossibilité de réparer un matériel dans un état du réacteur donné.

Une méthode définissant, sur la base d'une démarche à la fois probabiliste et déterministe, la conduite à tenir la plus appropriée pour les événements fortuits du groupe 1, à savoir le repli dans un état sûr dans un certain délai ou la réparation dans l'état initial, a été développée lors d'échanges entre Électricité de France et l'IRSN. La mise en place de dispositions compensatoires est nécessaire si l'augmentation de la fréquence globale annuelle de fusion du cœur due à l'indisponibilité est relativement importante.

### ► Rôle des EPS pour l'examen des modifications temporaires des spécifications techniques d'exploitation

Les EPS peuvent également être utilisées, en complément des analyses déterministes, par Électricité de France et par l'IRSN, dans le cadre de l'instruction des demandes de modifications temporaires des spécifications techniques d'exploitation pour un fonctionnement de l'installation en dehors du domaine défini par ces spécifications.

Le but de l'analyse probabiliste est de vérifier que, en tenant compte des dispositions palliatives retenues par l'exploitant, l'augmentation de la fréquence globale annuelle de fusion du cœur reste faible pendant toute la durée de la modification temporaire des spécifications techniques d'exploitation (la valeur de  $10^{-7}$  par modification temporaire est utilisée comme valeur repère).

La justification probabiliste peut accompagner la demande de l'exploitant ou peut être sollicitée par l'IRSN au cours de l'instruction technique. L'IRSN vérifie sa pertinence sur la base des éléments transmis par l'exploitant, notamment à l'aide de ses propres modèles EPS.

#### 14.5.3.3. Utilisation des EPS pour l'analyse des procédures de conduite

Bien que la recherche d'un éclairage probabiliste ne soit pas systématique pour la justification des procédures de conduite incidentelles et accidentelles, les EPS d'Électricité de France et de l'IRSN constituent des outils d'investigation pour l'analyse de la mise au point de ces documents. Leur apport est particulièrement utile lorsqu'il apparaît que les délais pour réaliser certaines actions requises sont courts. Dans une telle situation, quel que soit le modèle EPFH utilisé, la probabilité d'échec des opérateurs est plus élevée que celle d'un automatisme remplissant la même fonction et l'estimation de la probabilité de fusion du cœur associée aux séquences concernées constitue un élément utile pour apprécier si la mise en place d'un automatisme s'impose. Les EPS ont ainsi apporté des éléments déterminants pour le traitement de certains dossiers importants en termes de sûreté comme celui des risques de surpression à froid induits par une brèche du circuit RRA dans les états où celui-ci est connecté au circuit primaire. Dans un premier temps, Électricité de France a retenu des améliorations des procédures de conduite; la fréquence encore élevée de fusion du cœur associée à ce type de séquences et les incertitudes de leur modélisation ont ensuite conduit Électricité de France à retenir la mise en œuvre, en complément, d'une disposition matérielle sous la forme de la création d'un exutoire permettant de limiter les surpressions.

Plus généralement, l'analyse des documents de conduite montre régulièrement que des situations particulières, tels des cumuls de défaillances peu probables, ne sont pas traitées par ces documents. L'IRSN examine l'intérêt de prévoir leur traitement dans ces documents en tenant compte de la complexification de la conduite, voire de l'installation, qui pourrait en résulter. Dans ce cadre, les résultats des EPS apportent des éléments d'appréciation.