

# Chapitre 4

## Études et approche de la gestion des accidents graves pour les réacteurs à eau sous pression du parc français

---

### **4.1. *Concept d'accident grave***

On appelle « accident grave » ou « accident de fusion du cœur » d'un réacteur nucléaire à eau sous pression un accident au cours duquel le combustible du réacteur est significativement dégradé avec fusion plus ou moins étendue du cœur du réacteur. La fusion résulterait d'une absence prolongée de refroidissement du cœur par le fluide caloporteur et consécutivement d'une augmentation importante de la température des crayons combustibles dénoyés. C'est un type d'accident qui, en raison des mesures de prévention mises en place (voir le chapitre 3), ne peut survenir qu'à la suite d'une accumulation de dysfonctionnements (défaillances multiples, humaines ou matérielles). En 1979, l'accident de la tranche 2 de la centrale de Three Mile Island aux États-Unis a néanmoins confirmé que des cumuls de défaillances étaient susceptibles de conduire à un accident de fusion du cœur, même si cet accident a heureusement été sans conséquence significative sur l'environnement (§ 7.1). En 2011, l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi au Japon a montré que des agressions externes (séisme suivi d'un tsunami) étaient également susceptibles de conduire à un accident de fusion du cœur, si leur amplitude excède le dimensionnement des installations ; cet accident a malheureusement conduit à des rejets importants de substances radioactives dans l'environnement.

Si la dégradation du cœur ne peut pas être arrêtée dans la cuve du réacteur par refroidissement du cœur dégradé (renoyage dans la cuve par le fluide caloporteur), l'accident peut à terme conduire à une perte de l'intégrité du confinement et à des relâchements importants de substances radioactives dans l'environnement. En raison des conséquences importantes qu'aurait un tel rejet de substances radioactives dans l'environnement, et conformément à la démarche de défense en profondeur (voir chapitre 3), des efforts importants sont consacrés à l'étude de ce type d'accident pour pouvoir en limiter les conséquences. L'étude des accidents de fusion du cœur passe en premier lieu par l'identification des principaux scénarios pouvant conduire à ce type d'accident. Ces scénarios sont décrits dans le paragraphe suivant.

## **4.2. Scénarios d'accidents pouvant mener à une fusion du cœur**

Le présent paragraphe décrit les principaux scénarios d'accident tels qu'ils apparaissent à la lumière des études probabilistes de sûreté (EPS) de niveau 1. Ces scénarios résultent d'enchaînements de défaillances matérielles ou humaines pouvant entraîner un dénoyage du cœur et, si le refroidissement du cœur ne peut être rétabli, sa fusion. Dans la présentation ci-dessous, la gravité de la fusion du cœur n'est pas précisée. Certains scénarios conduiraient à une fusion quasi complète du combustible alors que d'autres scénarios ne conduiraient qu'à un endommagement très limité du combustible. L'évaluation de l'ampleur et de la cinétique des rejets correspondants relève des EPS de niveau 2 et est présentée au paragraphe 4.4.

Les scénarios accidentels susceptibles de résulter d'une agression ne sont pas décrits dans la mesure où les EPS agressions sont en cours de développement.

### **4.2.1. Description des scénarios d'accident de l'EPS de niveau 1**

#### **4.2.1.1. Introduction**

Comme indiqué au paragraphe 3.3, les EPS de niveau 1 visent à déterminer les scénarios accidentels conduisant à une dégradation partielle ou totale du combustible, allant d'une simple rupture de gaine à la fusion du combustible. EDF développe des EPS de niveau 1 pour différents types de réacteurs (paliers 900 MWe, 1 300 MWe, N4 et EPR) qui constituent des études de référence utilisées en support aux analyses de sûreté. L'IRSN développe de manière indépendante des EPS de niveau 1 pour les paliers 900 et 1 300 MWe ainsi que pour le réacteur EPR, de manière à approfondir l'analyse des conclusions d'EDF et à identifier des points particuliers nécessitant un examen approfondi.

Les scénarios présentés dans la suite découlent des résultats des EPS de niveau 1 développées par EDF et l'IRSN pour les réacteurs de 900 MWe.

La description et le fonctionnement des systèmes de ces réacteurs intervenant dans les situations normale et accidentelle sont présentés dans le chapitre 2 (voir en particulier le § 2.3.2.4 et les figures 2.6 et 2.7). Les sigles associés à certains systèmes (notamment PTR, RRA, EAS, RCV, RRI, ASG, U5, RIS) ont été définis dans le chapitre 2 du présent ouvrage.

La description des scénarios d'accident ci-après est illustrative et synthétique ; elle ne vise pas à refléter tous les détails contenus dans les EPS.

#### 4.2.1.2. Accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP) : grosses brèches, brèches intermédiaires et petites brèches

L'événement initiateur de ces accidents est une brèche dans la paroi du circuit primaire, ou d'un circuit qui lui est connecté, à l'exception de la rupture de la cuve et de la rupture d'un ou plusieurs tubes de générateur de vapeur (cette dernière est traitée au § 4.2.1.5). La brèche provoque une fuite de réfrigérant primaire et une dépressurisation du circuit primaire. Plusieurs scénarios sont distingués dans l'EPS1 selon l'état initial du réacteur, l'emplacement et la taille de la brèche.

En cas d'APRP, la dépressurisation du circuit primaire entraîne l'arrêt automatique du réacteur, puis le démarrage automatique de l'injection de sécurité (RIS). Pour les brèches de grande taille, la montée rapide de la pression dans l'enceinte de confinement déclenche de plus la mise en service automatique du système d'aspersion (EAS).

Les fonctions à assurer par les systèmes de protection et de sauvegarde pour limiter les conséquences de l'accident sont les suivantes :

- la maîtrise de la réactivité ;
- le maintien de l'inventaire en eau dans la cuve du réacteur ;
- l'évacuation de la puissance résiduelle dégagée par le combustible.

La maîtrise de la réactivité est assurée par l'arrêt automatique du réacteur et l'injection d'eau borée dans le cœur.

Le maintien de l'inventaire en eau dans la cuve du réacteur est assuré par le système d'injection de sécurité (RIS) qui fonctionne d'abord en injection directe (à partir du réservoir PTR), puis en circuit fermé, par recirculation de l'eau déversée dans les puisards de l'enceinte de confinement.

L'évacuation de la puissance résiduelle dégagée par le combustible est assurée par le refroidissement de l'eau circulant dans la cuve (par la brèche, qui permet l'évacuation de l'eau chauffée par le combustible, par les générateurs de vapeur, puis à plus long terme par le système de réfrigération à l'arrêt (RRA)). Néanmoins, ce système ne peut être utilisé que si la brèche du circuit primaire n'est pas trop importante. En cas d'utilisation du système d'injection de sécurité en recirculation sur les puisards de l'enceinte de confinement, l'évacuation d'énergie hors de l'enceinte de confinement est assurée par le système d'aspersion dans l'enceinte (EAS).

Les systèmes RRA et EAS sont refroidis par le circuit de réfrigération intermédiaire RRI<sup>1</sup>.

Les scénarios accidentels menant à une fusion du cœur supposent la défaillance de l'un ou de plusieurs des systèmes de sauvegarde. Pour le réacteur initialement en puissance, sont notamment considérés les scénarios comportant :

- soit une défaillance de l'injection de sécurité (RIS) ;
- soit une défaillance du système d'aspersion dans l'enceinte (EAS) fonctionnant en injection directe et/ou en recirculation.

1. Sauf pour Fessenheim où le système EAS est refroidi directement par le système d'eau brute secours (SEC, voir § 2.4.2.2).

Pour les états d'arrêt du réacteur, les scénarios accidentels de l'EPS1 diffèrent suivant l'état initial du circuit primaire (fermé, entrouvert ou ouvert) mais sont toujours associés à une défaillance du maintien d'eau en quantité suffisante dans le circuit primaire pour refroidir le cœur, à la suite d'une erreur humaine ou d'une défaillance matérielle.

#### **4.2.1.3. Accidents de perte de réfrigérant primaire à l'extérieur de l'enceinte de confinement (V-LOCA)**

Ces accidents, dus à une perte de réfrigérant primaire par une brèche située à l'extérieur de l'enceinte de confinement, dans un circuit connecté au circuit primaire et non isolé de celui-ci, présentent deux caractéristiques particulières :

- la perte de réfrigérant ayant lieu à l'extérieur de l'enceinte de confinement, l'utilisation du système d'injection de sécurité en recirculation n'est pas possible ;
- des produits de fission pourraient être relâchés directement à l'extérieur de l'enceinte de confinement tant que la brèche n'aura pas été isolée du circuit primaire.

Une rupture de la barrière thermique d'une des pompes primaires constitue un exemple d'accident de ce type.

#### **4.2.1.4. Accidents de rupture d'une tuyauterie secondaire (RTE, RTV)**

Ces accidents sont dus :

- soit à une petite ou une grosse brèche survenant dans une tuyauterie d'alimentation en eau d'un générateur de vapeur (RTE) en aval du clapet d'isolement des systèmes ARE et ASG (voir les figures 2.6 et 2.7). Ces lignes sont situées à l'intérieur de l'enceinte de confinement (les lignes situées à l'extérieur de l'enceinte de confinement sont équipées d'un clapet anti-retour qui isole la brèche évitant la vidange complète du générateur de vapeur concerné) ;
- soit une petite ou une grosse brèche survenant dans une tuyauterie de vapeur reliée à la partie secondaire d'un générateur de vapeur (RTV). La brèche est susceptible de se produire à l'intérieur ou à l'extérieur de l'enceinte de confinement. Dans ce dernier cas, elle peut être localisée soit entre l'enceinte et les vannes d'isolement de la vapeur, soit à l'aval des vannes d'isolement de la vapeur. Une brèche localisée en aval des vannes peut être isolée par la fermeture des vannes ;
- soit un blocage en position ouverte d'un des organes de décharge des circuits secondaires.

La rupture d'une tuyauterie d'alimentation en eau d'un générateur de vapeur entraîne une vidange et une augmentation brutale du débit de vapeur dans la partie secondaire de ce générateur de vapeur et donc une extraction accrue d'énergie du circuit primaire par le générateur de vapeur concerné, l'arrêt automatique du réacteur et le démarrage de l'injection de sécurité.

Le générateur de vapeur concerné doit être isolé par les opérateurs par la fermeture des vannes d'isolement vapeur correspondantes pour éviter la vidange des autres générateurs de vapeur et conserver ainsi la possibilité d'un refroidissement par les circuits secondaires.

La rupture d'une tuyauterie de vapeur reliée à la partie secondaire d'un générateur de vapeur entraîne une augmentation brutale du débit de vapeur dans les circuits secondaires et donc une extraction accrue d'énergie du circuit primaire, dont la pression et la température se mettent à diminuer. Ce refroidissement a pour effet de réduire la marge d'antiréactivité disponible. Lorsque la brèche est importante, l'injection de sécurité est rapidement déclenchée (injection automatique d'eau fortement borée) et les générateurs de vapeur sont automatiquement isolés par la fermeture des vannes d'isolement des lignes vapeur.

Les fonctions à assurer en cas de RTV ou de RTE sont :

- la maîtrise de la réactivité, assurée par l'arrêt automatique du réacteur et éventuellement par l'injection d'eau borée par le système d'injection de sécurité ;
- l'évacuation de la puissance résiduelle, assurée par les générateurs de vapeur sains, alimentés en eau par le système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG) jusqu'à épuisement de la bûche ASG ;
- pour les scénarios comprenant une grosse brèche dans l'enceinte de confinement, l'évacuation de l'énergie hors de cette enceinte par le système d'aspersion EAS.

Les scénarios accidentels les plus probables menant à la fusion du cœur à partir d'une RTE comportent le blocage de plusieurs barres de commande hors du cœur, empêchant la maîtrise de la réactivité, ou un échec de la fermeture des vannes d'isolement des lignes vapeur du générateur concerné par la rupture, d'où l'impossibilité de refroidir le réacteur par les circuits secondaires, suivi d'un échec de la mise en œuvre du fonctionnement en gavé-ouvert (voir § 2.4.2.2).

Pour ce qui concerne les RTV, trois scénarios menant à la fusion du cœur peuvent être mentionnés à titre d'exemples :

- *une grosse brèche* interne à l'enceinte de confinement, suivie d'une défaillance complète de l'EAS ; la pression et la température dans l'enceinte de confinement pourraient alors dépasser le domaine de qualification de l'instrumentation utilisée pour la conduite de l'installation en situation accidentelle ; de plus, le blocage mécanique d'au moins deux barres de commande hors du cœur pourrait entraîner un manque de maîtrise de la réactivité ;
- *une petite brèche*, suivie du blocage mécanique d'une barre de commande, cumulée à l'échec de l'isolement des lignes de vapeur du générateur de vapeur concerné du fait d'une erreur humaine ; la maîtrise de la réactivité pourrait alors ne pas être assurée ;
- l'arrêt du réacteur suivi d'une défaillance de l'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG), puis d'une erreur humaine concernant l'injection d'eau dans le circuit primaire (pas de mise en œuvre du fonctionnement en gavé-ouvert).

#### 4.2.1.5. Accidents de rupture de tubes d'un générateur de vapeur (RTGV)

Ces accidents regroupent les fuites importantes jusqu'à la rupture complète d'un ou de plusieurs tubes d'un générateur de vapeur (famille RTGV) et les brèches dans une tuyauterie des circuits secondaires (d'eau ou de vapeur) entraînant la rupture quasi immédiate d'un ou plusieurs tubes d'un générateur de vapeur (cumul RTV+RTGV).

La fuite ou la rupture de tubes d'un générateur de vapeur provoque une baisse de la pression dans le circuit primaire, entraînant l'arrêt automatique du réacteur, puis le démarrage de l'injection de sécurité et de l'alimentation de secours des générateurs de vapeur.

Les opérateurs doivent alors isoler le générateur de vapeur concerné, puis arrêter l'injection de sécurité et refroidir le circuit primaire au moyen des générateurs de vapeur sains afin de rejoindre des conditions permettant l'utilisation du système de refroidissement à l'arrêt. Si l'isolement du générateur de vapeur concerné ou l'arrêt de l'injection de sécurité est tardif, le générateur de vapeur se remplit d'eau et les organes de décharge du circuit secondaire correspondant (organes du circuit de décharge à l'atmosphère, soupapes de sûreté) peuvent, du fait de la présence d'eau, rester bloqués en position ouverte et permettre en conséquence un relâchement de fluide primaire à l'extérieur de l'enceinte de confinement. Il convient alors d'effectuer une dépressurisation du circuit primaire pour annuler la fuite.

Les scénarios accidentels pouvant conduire, à partir d'une RTGV (1 tube ou 2 tubes), à la fusion du cœur comportent la perte totale du refroidissement par le circuit secondaire et une défaillance de l'injection de sécurité ou de la mise en œuvre par les opérateurs du fonctionnement en gavé-ouvert.

#### 4.2.1.6. Accidents de perte totale de la source froide ou des systèmes associés (H1)

Ces accidents comportent soit une perte de la source froide (indisponibilité de l'eau de refroidissement provenant d'un cours d'eau ou de la mer) qui affecte simultanément l'ensemble des tranches du site et entraîne directement la perte de systèmes de refroidissement, notamment celle du système SEC, soit une défaillance de systèmes de refroidissement permettant l'évacuation de l'énergie par cette source froide, notamment la perte du système SEC ou du système RRI ou du système RRA.

La perte de la source froide entraîne l'arrêt du réacteur ; le refroidissement du circuit primaire est assuré par les circuits secondaires alimentés par l'ASG. À long terme, si la source froide n'est pas récupérée, le refroidissement par les circuits secondaires n'est plus possible car les possibilités de réalimentation des réservoirs de l'ASG sont limitées.

La perte du système de refroidissement intermédiaire (RRI) entraîne :

- l'arrêt des pompes primaires ;
- l'arrêt du refroidissement des barrières thermiques des pompes primaires, ce qui peut entraîner une brèche dans le circuit primaire en cas de défaillance de l'injection aux joints des pompes primaires ;

- la défaillance du refroidissement de l'eau de la décharge du circuit de contrôle chimique et volumétrique (RCV) ;
- la défaillance du refroidissement de certains systèmes de ventilation, ce qui peut entraîner des défaillances d'équipements (certaines pompes par exemple) ;
- à terme, la défaillance du refroidissement de l'enceinte de confinement lors du fonctionnement de l'injection de sécurité et du système d'aspersion en recirculation sur les puisards de l'enceinte ; l'échauffement de l'eau des puisards pouvant entraîner la défaillance des pompes de recirculation.

Pour ce type d'accident, la conduite du réacteur vise à assurer un repli dans un état du réacteur où l'injection aux joints des pompes primaires peut être arrêtée sans risque de détérioration de celles-ci (pression du circuit primaire inférieure ou égale à 45 bars, température de l'eau du primaire inférieure ou égale à 190 °C). Les pompes primaires sont arrêtées et le refroidissement du circuit primaire est alors assuré par les circuits secondaires avec une circulation naturelle dans le circuit primaire.

Pour un réacteur fonctionnant en puissance, une fusion du cœur peut résulter d'une défaillance de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur par l'ASG, suivie de l'échec du passage en gagé-ouvert ou de l'absence du maintien d'une quantité suffisante d'eau dans le circuit primaire en cas d'apparition d'une brèche aux joints des pompes primaires.

Pour les états d'arrêt du réacteur, une fusion du cœur peut, en fonction de l'état initial du réacteur, résulter d'une défaillance de l'ASG ou de l'absence du maintien d'une quantité suffisante d'eau dans le circuit primaire dans les états fermé et entrouvert du réacteur ou encore d'une défaillance de l'appoint d'eau lorsque le circuit primaire est initialement ouvert.

#### **4.2.1.7. Accidents avec perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur (TGTA-H2)**

Ces accidents résultent de défaillances d'équipements conduisant à l'indisponibilité simultanée des systèmes d'alimentation normale et de secours en eau des générateurs de vapeur.

Les générateurs de vapeur se vident alors rapidement du côté secondaire et deviennent inefficaces ; le circuit primaire s'échauffe et monte en pression jusqu'à la pression de tarage des soupapes de sûreté du pressuriseur. Le circuit primaire se vide alors et reste à une pression élevée jusqu'au découvrement et la fusion du cœur. La fusion du cœur peut donc se produire alors que le circuit primaire est en pression, ce qui constitue une menace à court terme pour le confinement des substances radioactives relâchées par la fusion du cœur (éjection de corium dans l'enceinte de confinement au moment de la rupture en pression de la cuve d'où résulte un « échauffement direct » de l'enceinte, présenté au paragraphe 5.2.1, ruptures induites de tubes de générateurs de vapeur).

Pour éviter la fusion en pression, les opérateurs doivent :

- ouvrir les soupapes de sûreté du pressuriseur (soupapes SEBIM) puis mettre en service l'injection de sécurité (fonctionnement en gavé-ouvert), ce qui permet d'assurer un refroidissement du cœur ;
- à terme, rétablir un moyen d'alimentation en eau des générateurs de vapeur, afin d'obtenir des conditions permettant le fonctionnement du système de refroidissement à l'arrêt.

Les scénarios accidentels les plus probables menant à la fusion du cœur supposent ici une défaillance dans la mise en œuvre du fonctionnement en gavé-ouvert, soit à court terme (défaillance de l'injection de sécurité à la sollicitation ou erreur de conduite), soit à plus long terme (défaillance en fonctionnement de l'injection de sécurité, absence de refroidissement de l'enclaustré par l'EAS).

#### **4.2.1.8. Accidents avec perte totale des alimentations électriques (H3)**

Ces accidents résultent de la défaillance quasi simultanée des deux tableaux secours 6,6 kV (LHA et LHB) ou de la défaillance des alimentations électriques externes puis internes par dégradations successives des sources électriques, ce qui entraîne l'arrêt automatique du réacteur mais également l'absence d'alimentation électrique des systèmes de sauvegarde du réacteur.

Lors d'un accident de ce type, si le circuit primaire est initialement fermé, les opérateurs doivent chercher à rejoindre un état de repli pour lequel l'injection aux joints des pompes primaires n'est plus nécessaire, à l'aide du turboalternateur LLS, de la pompe de test (injection aux joints des pompes primaires), de la TPS-ASG (turbopompe) et des vannes de décharge du circuit de décharge à l'atmosphère. Cet état est caractérisé par une température de l'eau du circuit primaire inférieure ou égale à 190 °C et une pression du circuit primaire inférieure ou égale à 45 bars.

Si le circuit primaire est initialement entrouvert, les opérateurs doivent chercher à rejoindre un état intermédiaire caractérisé par une température de l'eau du circuit primaire inférieure ou égale à 190 °C et une pression du circuit primaire inférieure ou égale à 45 bars ; la pompe de test permet de compenser la perte d'eau par les événements du circuit primaire.

Si le circuit primaire est initialement ouvert, un appoint gravitaire d'eau doit être mis en œuvre à court terme, complété à moyen terme par une injection d'eau par la pompe de charge de la tranche voisine (palier 900 MWe) ou par la motopompe thermique (paliers 1 300 MWe et N4).

Dans tous les cas de défaillance complète des alimentations électriques internes et externes, la connexion du groupe électrogène d'ultime secours (palier 900 MWe) ou de la turbine à combustion (paliers 1 300 MWe et N4) doit être entreprise très rapidement afin de remettre en service les systèmes permettant de rejoindre un état sûr.

Les scénarios accidentels pouvant conduire à une fusion du cœur comprennent :

- une défaillance de la turbopompe ASG (palier 900 MWe) ou des turbopompes ASG (paliers 1 300 MWe et N4) ou encore de l'injection aux joints des pompes primaires (pouvant entraîner une brèche du fait de l'absence de refroidissement) lorsque le circuit primaire est initialement fermé ;
- une défaillance des moyens d'appoint d'eau au circuit primaire lorsque le circuit primaire est ouvert.

#### 4.2.1.9. Perte des sources électriques internes (PDS)

Les accidents considérés ici résultent d'une perte de tension d'un ou plusieurs tableaux électriques à basse tension.

Dans certains cas, la perte de tension peut conduire à une indisponibilité partielle des fonctions d'alimentation en eau des générateurs de vapeur et de maintien de l'intégrité des joints des pompes primaires.

Les scénarios d'accident pouvant conduire à la fusion du cœur sont donc notamment des scénarios de type « TGTA-H2 » (perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur et échec du fonctionnement en mode gavé-ouvert) et des scénarios conduisant à une brèche aux joints des pompes primaires et à l'absence du maintien d'une quantité suffisante d'eau dans le circuit primaire.

#### 4.2.1.10. Transitoires avec échec de l'arrêt automatique (ATWS)

Les scénarios correspondants résultent d'une défaillance de l'arrêt automatique du réacteur par insertion des barres de commande après un événement initiateur interne à l'installation devant entraîner un tel arrêt automatique.

Ces transitoires entraînent une perte de l'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur et l'alimentation de secours de ces générateurs de vapeur est insuffisante pour évacuer la puissance libérée par le cœur du réacteur.

Trois conséquences peuvent en résulter :

- une perte de l'intégrité du circuit primaire, à la suite du dépassement de sa pression de dimensionnement ;
- un endommagement du cœur du réacteur (notamment en cas de défaillance du refroidissement par le secondaire des générateurs de vapeur suivi de l'échec de la mise en œuvre du refroidissement du cœur en mode gavé-ouvert) ;
- une rupture induite de tubes de générateurs de vapeur du fait de la différence élevée de pression régnant entre les circuits primaire et secondaire.

#### 4.2.1.11. Transitoires dans le circuit primaire (TRCP)

Les scénarios correspondants regroupent des transitoires primaires résultant notamment d'une injection de sécurité intempestive, d'une dilution homogène (diminution progressive de la concentration du bore dans l'eau du circuit primaire), d'une dilution hétérogène (formation d'un bouchon d'eau insuffisamment borée dans le circuit primaire qui est ensuite injecté dans le cœur du réacteur), d'une défaillance du RCV ou du retrait incontrôlé d'une grappe de commande. Ces scénarios peuvent conduire à un endommagement du combustible dans les différents états de fonctionnement du réacteur.

Dans l'EPS1 (tant celle d'EDF que celle de l'IRSN), les dilutions homogènes ne conduisent qu'à une fréquence faible de fusion du cœur, en comparaison de celle due aux dilutions hétérogènes. Jusqu'à présent, les études menées sur les conséquences possibles d'une dilution hétérogène ne permettent pas d'évaluer les risques de défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement. Aussi, dans les EPS de niveau 2 tant d'EDF que de l'IRSN, une hypothèse simplificatrice est retenue, à savoir la défaillance à court terme de l'enceinte de confinement. Il en résulte que, dans ces EPS de niveau 2, les dilutions hétérogènes contribuent largement au risque de rejets massifs précoces. Sur un plan opérationnel, l'exploitant doit viser à « pratiquement éliminer » les scénarios correspondants.

#### 4.2.2. *Fréquences de fusion par type de scénarios déterminées par l'EPS de niveau 1 pour les réacteurs de 900 MWe*

L'étude probabiliste de niveau 1 développée par EDF, qui, rappelons-le, constitue l'étude de référence, 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 présentés au paragraphe 4.2.1.

Au terme de son étude probabiliste de niveau 1, après mise à jour pour tenir compte des modifications prévues lors des troisièmes visites décennales (VD3) des réacteurs de 900 MWe, l'IRSN estime que la fréquence de fusion du cœur<sup>2</sup> est d'environ  $7,5 \cdot 10^{-6}$  par année et par réacteur, pour l'ensemble des états de fonctionnement du réacteur. Les contributions des différents types de scénarios décrits au paragraphe 4.2.1 sont indiquées dans le tableau 4.1.

---

2. Comme indiqué ci-dessus, le terme « fusion du cœur » regroupe ici à la fois des situations conduisant à une simple rupture de gaine et des situations conduisant à une fusion totale du combustible dans la cuve.

**Tableau 4.1.** Répartition, par type de scénarios, de la fréquence de fusion de cœur d'après les résultats de l'EPS1 pour les REP 900 du palier CPY « post-VD3 » de l'IRSN.

Type de scénario	IRSN (mise à jour « post-VD3 »)	
	Fréquence de fusion du cœur (par année.réacteur)	% de la fréquence totale de fusion du cœur
Accidents de perte de réfrigérant (APRP)	$1,2.10^{-06}$	16 %
Accidents de perte de réfrigérant primaire à l'extérieur de l'enceinte de confinement (V-LOCA)	$2,2.10^{-07}$	2,9 %
Accidents de rupture d'une tuyauterie secondaire (RTE ou RTV)	$5,0.10^{-08}$	0,7 %
Accidents de rupture de tubes d'un générateur de vapeur (RTGV)	$1,1.10^{-08}$	0,1 %
Perte totale de la source froide ou des systèmes associés (H1)	$1,3.10^{-06}$	17 %
Perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur (TGTA-H2)	$1,0.10^{-06}$	14 %
Perte totale des alimentations électriques (H3)	$2,9.10^{-06}$	38 %
Perte des sources électriques internes (PDS)	$5,1.10^{-07}$	6,8 %
Transitoires avec échec de l'arrêt automatique (ATWS)	$3,3.10^{-08}$	0,4 %
Transitoires sur le circuit primaire (TRCP) <sup>3</sup>	$3,0.10^{-07}$	4 %
<b>Fréquence totale de fusion du cœur</b>	<b><math>7,5.10^{-06}</math></b>	<b>100 %</b>

Les résultats des études, aussi bien celle d'EDF que celle de l'IRSN, font apparaître que les scénarios prépondérants sont ceux qui résultent de la perte totale des alimentations électriques.

### 4.2.3. Progression de l'accident au-delà de la fusion du cœur

Les paragraphes précédents mettent en évidence la grande diversité des scénarios susceptibles de conduire à un endommagement du cœur du réacteur. Toutefois, il faut noter que ces différents scénarios, bien que partant d'événements initiateurs différents, peuvent conduire à une progression similaire de l'accident après la fusion du cœur.

En effet, la connaissance de certaines caractéristiques de l'état du réacteur au moment du dénoyage du cœur suffit pour déterminer la progression ultérieure de l'accident.

3. À la date de parution de l'ouvrage, les dilutions hétérogènes (qui font partie des accidents sur le circuit primaire) font l'objet d'une instruction détaillée par l'IRSN visant à apprécier les nouvelles dispositions proposées par EDF pour prévenir ce type d'accident.

Ces caractéristiques sont notamment utilisées dans l'interface entre les EPS de niveau 1 et de niveau 2 dont on parlera au paragraphe 4.4. On peut citer par exemple :

- **l'instant où survient la fusion du cœur**, qui conditionne la puissance résiduelle du cœur, donc la cinétique globale du déroulement de l'accident ;
- **la pression dans le circuit primaire lors de la fusion du cœur** : en particulier, les accidents avec une défaillance de l'évacuation d'énergie hors du circuit primaire entraînent une fusion du cœur sous haute pression, ce qui conduit à des risques particuliers d'endommagement du confinement ;
- **l'état des systèmes de sauvegarde**, notamment la disponibilité du système d'aspersion dans l'enceinte de confinement, qui permet d'assurer l'évacuation d'énergie hors de l'enceinte et un rabattement des substances radioactives relâchées dans l'atmosphère de cette enceinte ;
- **la sous-criticité du cœur du réacteur** ;
- **l'état de l'enceinte de confinement**, notamment l'isolement de celle-ci ou la présence d'un « contournement » de l'enceinte (perte de réfrigérant primaire par une brèche à l'extérieur de l'enceinte) ou encore la présence d'un défaut de fermeture du tampon d'accès des matériels (TAM).

Compte tenu des similitudes dans la progression attendue de différents accidents de fusion du cœur, il est possible d'étudier de manière générique les différents phénomènes physiques susceptibles de survenir lors d'un accident de fusion du cœur ; ils sont présentés dans le paragraphe 4.3.

### ***4.3. Déroulement général des accidents de fusion du cœur et approche de leur gestion pour les réacteurs en exploitation et pour le réacteur EPR***

#### ***4.3.1. Physique de la fusion du cœur et phénomènes associés***

##### **4.3.1.1. Dénoyage du cœur**

###### **► Début de dénoyage du cœur**

Le début de dénoyage du cœur correspond au moment où, du fait d'une perte de réfrigérant primaire dans le cœur du réacteur, les crayons combustibles ne sont plus totalement recouverts par le fluide réfrigérant. Selon l'état initial du réacteur, l'événement initiateur de l'accident, les défaillances des systèmes et les éventuelles erreurs de conduite, le dénoyage du cœur peut être atteint au bout de quelques minutes ou de plusieurs heures, voire de plusieurs jours à partir de l'événement initiateur. Le dénoyage du cœur ne mène à sa fusion que s'il n'est pas possible de rétablir un refroidissement permettant de le préserver intact.

À titre d'exemple, une brèche de 10 cm de diamètre dans le circuit primaire conduirait, en l'absence d'injection d'eau dans le circuit primaire par le système d'injection de sécurité, au dénoyage complet des crayons combustibles au bout de 30 minutes.

### ► Dénoyage du cœur avec un circuit primaire « en pression »

Le développement et les conséquences de l'accident vont différer selon la pression dans la cuve lors du dénoyage du cœur et au moment de la percée de la cuve (comme l'illustreront les paragraphes 5.1.4 « Fusion du cœur en pression » et 5.2.1 « Échauffement direct des gaz de l'enceinte »). Dans la pratique, on parle d'accident de fusion en pression lorsque la pression dans la cuve, au moment de sa percée, est supérieure à environ 15 à 20 bars (ordre de grandeur).

On peut notamment aboutir à un accident de fusion en pression dans les cas suivants :

- une défaillance du refroidissement du circuit primaire par le circuit secondaire des générateurs de vapeur ;
- un renoyage tardif du cœur provoquant une remontée de la pression dans le circuit primaire au-delà de 15 à 20 bars juste avant la percée du fond de la cuve.

#### 4.3.1.2. Dégradation du combustible dans la cuve (défaillance de la première barrière de confinement)

Les phénomènes physiques intervenant dans le développement de l'accident dans la cuve du réacteur font l'objet du paragraphe 5.1. Le paragraphe 5.1.1 traite dans le détail de la dégradation du cœur dans la cuve et le paragraphe 5.1.2 est consacré au comportement des matériaux fondus au fond de la cuve avant que la percée de celle-ci n'intervienne. Sont décrites ci-après les étapes intervenant dans la dégradation du combustible en cuve.

### ► Oxydation et rupture des gaines des crayons combustibles

Au fur et à mesure que le niveau d'eau s'abaisse dans le cœur du réacteur, la partie dénoyée s'échauffe sous l'effet de la puissance résiduelle.

Les gaines en zircaloy contenant le combustible du cœur, qui sont, en fonctionnement normal, à une température inférieure ou égale à 350 °C, se déforment à partir de 700 °C à 900 °C en raison de la dégradation de leurs propriétés mécaniques.

Pendant l'accident, la pression dans la cuve peut être, ou ne pas être, supérieure à la pression des gaz<sup>4</sup> contenus dans les crayons combustibles :

- si la pression dans la cuve est inférieure à la pression des gaz contenus dans les crayons combustibles, les gaines, en s'échauffant, gonflent puis finissent par rompre (figure 4.1) ;
- si la pression dans la cuve est supérieure à la pression des gaz contenus dans les crayons combustibles, les gaines, en s'échauffant, s'écrasent contre les pastilles de combustible, ce qui favorise la formation d'un eutectique  $\text{UO}_2\text{-Zr}$  qui fond vers 1 200 °C à 1 400 °C (figure 4.2).

4. Ces gaz se composent du gaz neutre de remplissage initial des crayons auquel s'ajoutent les gaz rares produits par les réactions nucléaires dans les pastilles de combustible contenues dans les crayons (xénon et krypton en particulier). La pression de ces gaz dépend de la durée d'irradiation du combustible : à titre d'exemple, cette pression peut varier entre 80 bars et 140 bars pour un REP de 1 300 MWe.

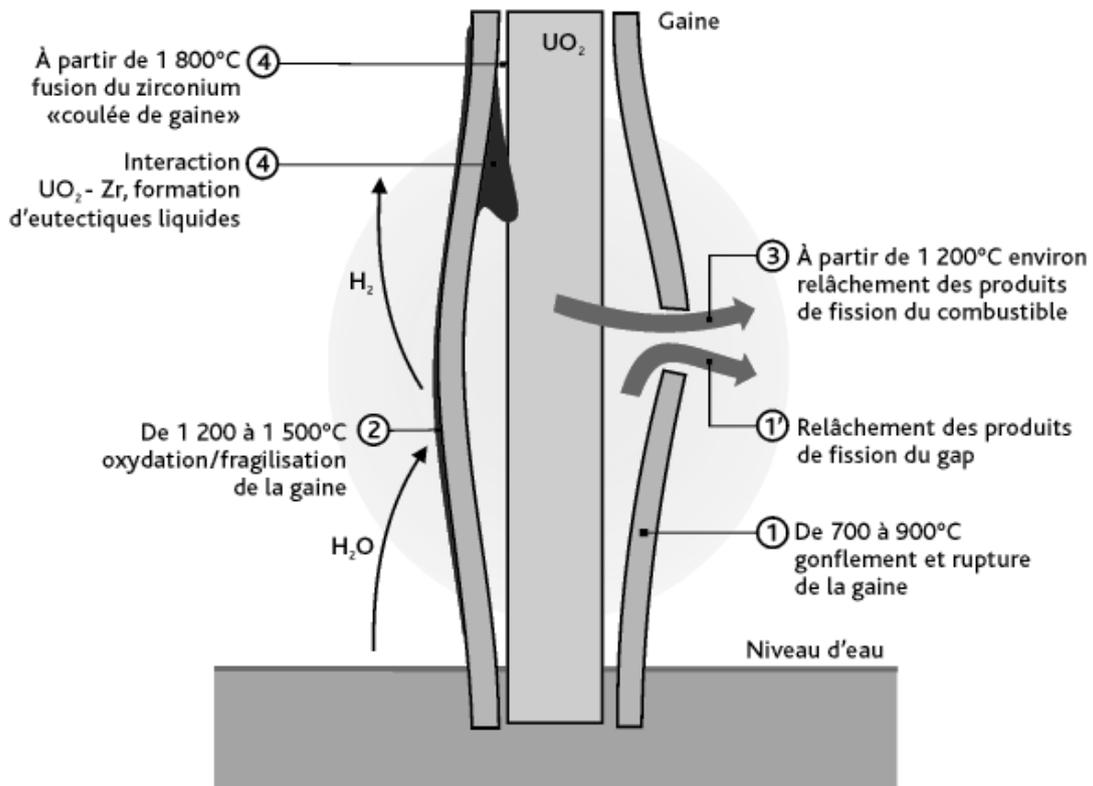


Figure 4.1. Mécanismes de dégradation de la gaine des crayons combustibles en accident grave, à basse pression (gap : volume gazeux du crayon combustible).

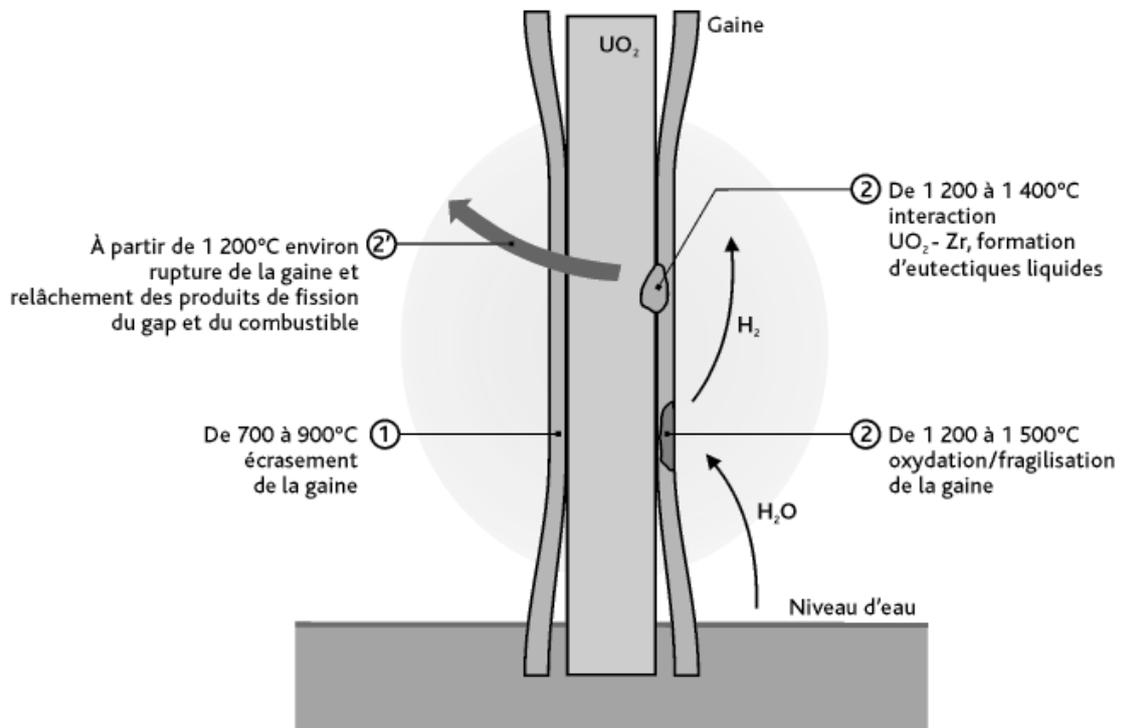


Figure 4.2. Mécanismes de dégradation de la gaine des crayons combustibles en accident grave, à haute pression (gap : volume gazeux du crayon combustible).

## ► Relâchement d'hydrogène et fusion des matériaux du cœur

Lors du dénoyage et de la dégradation du combustible, le zirconium des gaines des crayons combustibles s'oxyde au contact de la vapeur d'eau surchauffée<sup>5</sup>.

La réaction d'oxydation débute vers 1 200 °C et sa vitesse augmente considérablement<sup>6</sup> vers 1 500 °C. Or :

- la réaction chimique d'oxydation est très exothermique : elle libère localement une puissance supérieure à la puissance résiduelle ; si le refroidissement est insuffisant pour évacuer cette puissance, la température des matériaux augmente et avec elle la vitesse d'oxydation : on qualifie ce phénomène « d'emballement de la réaction » ;
- la réaction libère dans le circuit primaire de l'hydrogène<sup>7</sup> qui sera transporté jusque dans l'enceinte de confinement. La combustion de l'hydrogène dans l'enceinte de confinement peut conduire à une déflagration qui peut elle-même, dans certaines conditions, se transformer en détonation (le « risque hydrogène » dans l'enceinte de confinement est abordé dans le détail au paragraphe 5.2.2) ;
- les gaines sont fragilisées, ce qui accroît leur vulnérabilité en cas de choc thermique.

De plus, lorsque la température des pastilles de combustible augmente, la vitesse de relâchement des produits de fission augmente.

De manière schématique :

- entre 900 °C et 1 800 °C, les constituants métalliques du cœur fondent ou se vaporisent (composants des barres de commande, acier des structures, zircaloy des gaines non oxydé) ;
- au-delà de 1 800 °C, les autres constituants (oxydes, etc.) du cœur commencent à fondre.

La figure 4.3 présente de manière schématique les principaux phénomènes intervenant au cours de la dégradation des matériaux du cœur.

Il faut atteindre des températures de l'ordre de 2 800 °C pour que se produise la fusion de l'oxyde d'uranium lui-même ; toutefois, l'existence d'eutectiques avec le zirconium et l'acier des barres de commande du cœur peut entraîner des coulées de

- 
5. Selon la réaction  $Zr + 2 H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2 H_2$  avec un  $\Delta H$  de  $- 600$  à  $- 700$  kJ/mole de Zr et 0,0442 kg de  $H_2$  produit par kg de Zr oxydé.
  6. À 1 500°C, une phase  $ZrO_2$  cubique apparaît dans la gaine oxydée, en équilibre avec une phase  $ZrO_2$  tétragonale, stable à une température inférieure à 1 500°C. Le coefficient de diffusion de l'oxygène étant plus élevé dans la phase  $ZrO_2$  cubique que dans la phase tétragonale, la vitesse d'oxydation du Zr augmente très rapidement.
  7. L'oxydation complète d'un kilogramme de zircaloy produit environ 0,5 m<sup>3</sup> d'hydrogène à température et pression normales. Compte tenu des quantités de zirconium présentes dans les cœurs des différentes tranches REP, cela correspond à la production d'un kg environ d'hydrogène par MWe.

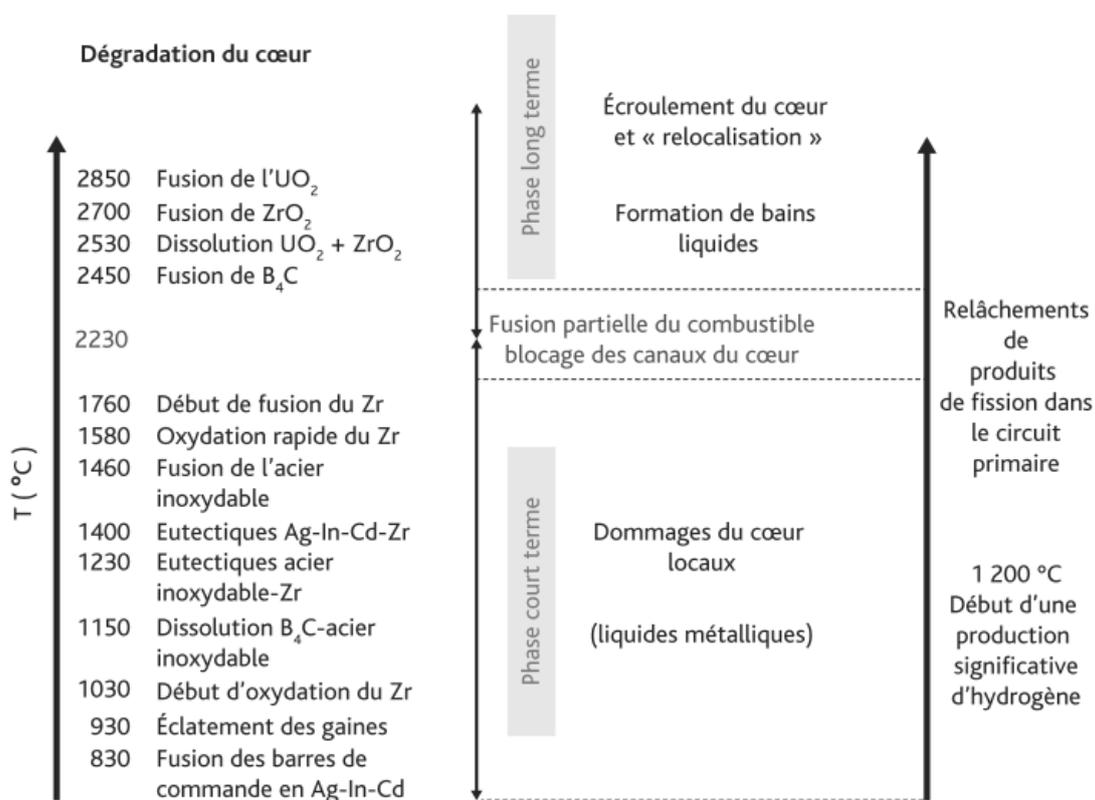


Figure 4.3. Principaux phénomènes intervenant au cours de la dégradation du cœur du réacteur.

matériaux fondus à des températures plus basses. Cette fusion conduit à un effondrement local puis général du cœur du réacteur avec formation d'un « corium », amas de combustible et de matériaux des structures supportant le combustible dans la cuve lors du fonctionnement normal du réacteur, fondus et mélangés, maintenus en fusion par le dégagement de la puissance résiduelle due à la décroissance radioactive des produits de fission piégés dans le corium.

À ces niveaux de température, les produits de fission les plus volatils sont sortis en quasi-totalité du combustible (§ 4.3.1.6).

#### 4.3.1.3. Défaillance du circuit primaire lors d'un accident de fusion du cœur (défaillance de la deuxième barrière de confinement)

##### ► Défaillance du fond de la cuve

L'effondrement des éléments constitutifs du cœur dans le fond de la cuve peut entraîner le percement de celle-ci au bout de quelques dizaines de minutes à quelques heures ; le délai est fonction de la masse de corium dans le fond de la cuve, de la puissance dégagée par cette masse de corium et de la présence ou non d'eau permettant d'évacuer, par vaporisation, une partie de cette puissance. La défaillance de la cuve est traitée dans le paragraphe 5.1.3.

### ► Rupture induite de tubes de générateurs de vapeur

Lors de la dégradation du combustible, la vapeur chaude sortant du cœur du réacteur et circulant par convection naturelle dans le circuit primaire provoque un échauffement important des structures de ce circuit qui, s'il est en pression lors de la fusion du cœur dans la cuve, peuvent fluer et se rompre. Pour les tubes des générateurs de vapeur, leur rupture « induite » conduirait à des rejets directs de produits de fission dans l'atmosphère extérieure par les soupapes de sûreté des circuits secondaires (à titre d'exemple, ces soupapes sont tarées à 76 bars pour les tranches de 900 MWe). La phénoménologie associée à la fusion du cœur en pression est traitée au paragraphe 5.1.4.

#### 4.3.1.4. Phénomènes pouvant conduire à une « rupture précoce » de l'enceinte de confinement lors d'un accident de fusion du cœur (défaillance de la troisième barrière de confinement)

##### ► Échauffement direct des gaz de l'enceinte

Si le circuit primaire est en pression au moment de la percée de la cuve, il peut y avoir dispersion de corium dans l'enceinte de confinement au moment de sa sortie de la cuve, produisant une brusque montée de la pression par transfert très rapide, à l'atmosphère gazeuse de l'enceinte, de la chaleur contenue dans le corium fondu. Ce phénomène est appelé « échauffement direct de l'enceinte » ; il est abordé dans le détail au paragraphe 5.2.1.

##### ► « Risque hydrogène »

Le « risque hydrogène » est la possibilité d'une perte de l'étanchéité et de l'intégrité du confinement du réacteur lors d'une combustion d'hydrogène. L'hydrogène provient principalement de l'oxydation du zirconium des gaines et des structures des éléments combustibles lors de la dégradation du cœur et de l'oxydation des métaux présents dans le corium ou dans le radier lors de l'interaction entre le corium et le béton (§ 4.3.1.5). L'hydrogène ainsi produit s'accumule dans l'enceinte et peut atteindre localement des concentrations importantes qui dépassent le seuil d'inflammabilité dans le mélange gazeux  $H_2 + O_2 + H_2O$ . Le risque hydrogène est abordé en détail au paragraphe 5.2.2.

##### ► Explosion de vapeur

S'il y a de l'eau dans le fond de la cuve du réacteur ou bien dans le puits de cuve, le corium provenant de la fusion du cœur peut entrer en interaction avec l'eau, soit au fond de la cuve en cas de relocalisation de corium fondu dans cette zone, soit dans le puits de cuve en cas de percée du fond de la cuve. Une interaction très énergétique peut alors se produire entre le corium et l'eau, le corium étant à une température bien plus élevée que celle de l'eau. Au contact de l'eau, le corium peut être fortement fragmenté et produire une vaporisation quasi instantanée et massive de l'eau. Ce phénomène est appelé « explosion de vapeur ». Il est traité en détail au paragraphe 5.2.3.

#### 4.3.1.5. Phénomènes pouvant conduire à une défaillance à terme de l'étanchéité de l'enceinte de confinement après la fusion du cœur

Lorsque le corium vient au contact du béton du radier de l'enceinte de confinement dans le puits de cuve, ce béton se décompose sous l'effet de la chaleur dégagée par le corium. Ce phénomène est appelé « interaction corium-béton ». Cette interaction conduit à la production d'une quantité importante de gaz, provoquant une montée progressive de la pression dans l'enceinte de confinement. Ce phénomène est traité dans le détail au paragraphe 5.3.

#### 4.3.1.6. Relâchements de produits de fission

Les gaz de fission, (krypton (Kr), xénon (Xe)), et les autres produits de fission volatils (iode (I), césium (Cs), brome (Br), rubidium (Rb), tellure (Te), antimoine (Sb)), accumulés au cours du fonctionnement du réacteur dans les volumes libres à l'intérieur des crayons combustibles sont relâchés dans le circuit primaire dès la rupture des gaines de ces crayons, il en est de même pour une petite partie des produits de fission présents dans les pastilles de combustible.

Les produits de fission volatils initialement présents dans les pastilles de combustible vont ensuite être relâchés progressivement avec la propagation de la dégradation du combustible dans le cœur ; les produits de fission volatils ont presque complètement quitté le combustible lorsque celui-ci entre en fusion. Les différentes phases de relâchement de produits de fission sont décrites de manière plus détaillée au paragraphe 5.5.2.

Les rejets dans l'environnement dépendent des conditions physico-chimiques affectant les transferts de produits de fission dans l'installation depuis la cuve du réacteur jusqu'à l'enceinte de confinement. Ces transferts sont principalement déterminés par la nature des produits de fission (gaz ou aérosols) et par leur forme chimique.

La masse d'aérosols (produits de fission, noyaux lourds, matériaux des structures et des grappes de commande) relâchée dans l'enceinte de confinement au cours de la dégradation du combustible peut être élevée (par exemple environ 1 500 kg pour un REP 900 MWe). Ces aérosols s'agglomèrent et sédimentent. Il en résulte des facteurs de réduction de la masse en suspension dans l'enceinte de confinement variant de 300 (24 h environ après les derniers relâchements) à 2 500 (48 h environ après les derniers relâchements) ; ces valeurs ne tiennent cependant pas compte des remises en suspension d'aérosols pouvant résulter par exemple de phénomènes dynamiques dans l'enceinte de confinement.

Le comportement de l'iode fait l'objet d'une attention particulière, compte tenu de sa complexité et des conséquences radiologiques à court terme pouvant résulter des relâchements d'iode radioactif dans l'environnement.

Les principales formes physico-chimiques de l'iode pouvant se trouver dans l'enceinte de confinement après la fusion du cœur sont l'iode moléculaire gazeux ( $I_2$ ), l'iode particulaire (c'est-à-dire sous forme d'aérosols, par exemple l'iodure de césium (CsI)) et l'iode organique gazeux (par exemple l'iodure de méthyle ( $CH_3I$ )). De ces trois formes

physico-chimiques, l'iode organique est la plus difficile à retenir par les systèmes de filtration existants.

De manière très schématique, lors de la dégradation des crayons combustibles, de l'iode est relâché dans le circuit primaire puis dans l'enceinte de confinement sous forme particulaire et sous forme gazeuse.

Dans l'enceinte de confinement, l'iode gazeux sous sa forme moléculaire va :

- être adsorbé rapidement par les peintures des parois de l'enceinte de confinement et réagir avec ces peintures ou les composés organiques relâchés par ces peintures pour créer de l'iode organique gazeux ; sous l'effet des rayonnements, cet iode organique peut se transformer en oxydes d'iode, assimilés à des aérosols de très petite taille ;
- se déposer dans l'eau des puisards de l'enceinte de confinement en cas de fonctionnement du système d'aspersion ;
- être rejeté à l'extérieur de cette enceinte par des fuites, directes ou filtrées.

Les aérosols d'iode vont quant à eux se déposer sur les parois et les planchers relativement froids de l'enceinte de confinement et, par exemple, être entraînés par la vapeur d'eau condensée vers les puisards de l'enceinte. Selon les conditions physico-chimiques dans les puisards et sous l'effet de la radioactivité, ils peuvent entrer dans des réactions chimiques complexes dont l'effet net est la production d'iode moléculaire gazeux qui se dégage dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement.

Les gaz rares (Xe, Kr) et l'iode gazeux sous forme organique ne se déposent pas et sont rejetés à l'extérieur de l'enceinte de confinement par les fuites de celle-ci, directes ou filtrées.

Les relâchements, les transferts et la chimie des produits de fission sont abordés de manière plus détaillée au paragraphe 5.5.

## **4.3.2. Modes de défaillance de l'enceinte de confinement**

### **4.3.2.1. Le rapport Rasmussen**

#### **4.3.2.1.1. Historique**

Le professeur Norman C. Rasmussen du Massachusetts Institute of Technology (MIT) a dirigé de 1972 à 1975, à la demande de l'autorité de sûreté nucléaire américaine, une étude scientifique relative aux risques induits par l'utilisation de réacteurs nucléaires de puissance (réacteurs à eau sous pression ; réacteurs à eau bouillante).

Cette étude globale a comporté une recherche systématique des accidents envisageables ; les conclusions générales du rapport sont exprimées sous forme de courbes donnant la probabilité en fonction du nombre de morts « attendus » (par cancers).

Le rapport Rasmussen [1], publié en 1975 sous les références WASH 1400 et NUREG 75-014, est le premier exemple d'une étude probabiliste de sûreté (EPS) globale allant jusqu'à chiffrer les probabilités de conséquences pour les populations (EPS dite « de niveau 3 »).

Comme de nombreux autres organismes de sûreté, les organismes de sûreté français ont cherché, malgré les larges incertitudes relatives tant aux probabilités qu'aux conséquences, à tirer de cette étude des conclusions pratiques en termes d'amélioration de la sûreté des réacteurs de puissance et d'intervention des pouvoirs publics en cas d'accident.

L'accident de Three Mile Island (§ 7.1) est alors venu, en 1979, accélérer les réflexions dans ce domaine.

#### 4.3.2.1.2. Classification des modes possibles de défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement

La classification des modes possibles de défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement introduite par Rasmussen est toujours utilisée. On y trouve cinq modes principaux, schématisés sur la figure 4.4 :

- le mode  $\alpha$  : explosion de vapeur dans la cuve ou dans le puits de cuve résultant d'une interaction entre le corium et l'eau de refroidissement provoquant la défaillance à court terme de l'étanchéité de l'enceinte de confinement ;
- le mode  $\beta$  : défaut d'étanchéité de l'enceinte de confinement, présent au début de l'accident ou rapidement induit par celui-ci ;

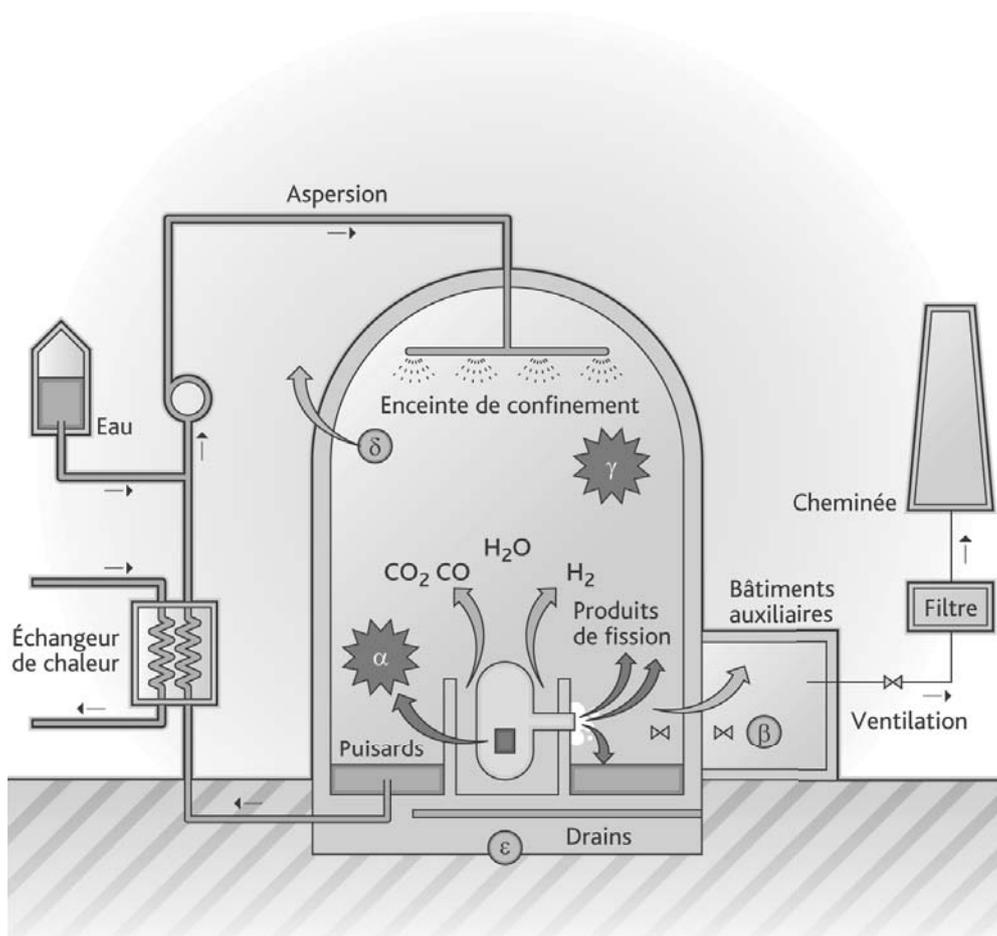


Figure 4.4. Représentation schématique des modes possibles de défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement, d'après le rapport Rasmussen [1].

- le mode  $\gamma$  : explosion d'hydrogène dans l'enceinte de confinement, conduisant à la perte de son étanchéité ;
- le mode  $\delta$  : mise en surpression lente de l'enceinte de confinement conduisant à la perte de son étanchéité ;
- le mode  $\varepsilon$  : attaque du radier en béton par le corium, conduisant à la percée du radier.

S'y ajoute le mode V, bipasse de l'enceinte de confinement par l'intermédiaire de tuyauteries sortant de cette enceinte, traité de manière séparée car il ne concerne pas directement le comportement du bâtiment.

#### 4.3.2.2. Autres modes de défaillance

La possibilité d'une perte de l'étanchéité de l'enceinte de confinement par « échauffement direct de l'enceinte » a été identifiée aux États-Unis au début des années 1980, postérieurement à la diffusion du rapport Rasmussen.

Entre 1987 et 1990, dans le cadre des réflexions qui ont suivi l'accident de Tchernobyl (§ 7.2), des accidents pouvant, avec une fréquence élevée, mener à une insertion de réactivité significative dans le cœur ont été identifiés. Une insertion de réactivité se traduit par un accroissement soudain et important de la puissance nucléaire dégagée dans le cœur du réacteur et pourrait mener à une explosion qui endommagerait la cuve et l'enceinte de confinement.

Compte tenu de son importance déterminante pour les conséquences d'un accident de fusion du cœur, le comportement de l'enceinte de confinement et ses modes de défaillance ont fait l'objet de nombreuses études (§ 4.3.3.3) et un chapitre spécifique de l'ouvrage y est consacré (chapitre 6).

#### 4.3.3. *Traitement de l'accident de fusion de cœur pour les REP en exploitation*

##### 4.3.3.1. Introduction

Les rejets dans l'environnement survenus lors de l'accident de fusion du cœur de la tranche 2 de la centrale de Three Mile Island ont été très faibles grâce à la reprise du refroidissement du cœur et grâce au maintien de l'intégrité de la cuve et de l'enceinte de confinement (§ 7.1).

Pourtant, pendant plusieurs jours, les responsables de la centrale ainsi que les autorités locales et fédérales se sont demandés comment l'accident était susceptible d'évoluer et s'il pouvait conduire à une explosion du réacteur ou à une défaillance du confinement entraînant un transfert important de radioactivité dans l'environnement. Les informations contradictoires dispensées par les autorités, qui n'étaient pas

en mesure d'évaluer le niveau de gravité de l'accident, ont créé la panique parmi les populations au voisinage du site. Près de 200 000 personnes ont fui la zone ; l'accident a conduit à une crise majeure au niveau national, alors que ses conséquences radiologiques sont restées très limitées. Il est alors apparu indispensable de réfléchir aux dispositions et aux moyens qui permettraient de traiter un accident de fusion du cœur de manière moins improvisée.

L'approche retenue a consisté d'une part à mettre en place à court terme des dispositions et des moyens permettant de mieux prévenir les accidents de fusion du cœur et d'en limiter les conséquences, d'autre part à développer les recherches pour améliorer les connaissances sur la physique de ce type d'accident. Parmi les dispositions et les moyens mis en place, citons la mise en œuvre de procédures spécifiques et une nouvelle organisation de la conduite (voir § 2.5.2 qui traite de ce point), l'amélioration de la prise en compte du retour d'expérience et le développement d'outils de simulation et de moyens pour traiter les situations d'urgence.

À cet égard, une meilleure connaissance du comportement des enceintes de confinement, même dans des conditions très éloignées de celles retenues pour leur conception, et la mise en place d'outils de simulation des évolutions possibles d'une situation accidentelle, des rejets correspondants et de leurs transferts dans l'environnement sont vite apparues indispensables pour permettre aux responsables de prendre, en temps utile, les décisions les plus adaptées à la protection des personnes et de l'environnement.

Des études ont donc été entreprises pour :

- étudier les modes possibles de défaillance de l'enceinte de confinement (présentés dans le paragraphe précédent) et évaluer les moyens d'y faire face, dans les meilleures conditions possibles. Ce type d'étude est par la suite allé de pair, tant à EDF qu'à l'IRSN, avec le développement d'études probabilistes de sûreté de niveau 1 et de niveau 2 (§ 4.2 et § 4.4) ;
- déterminer les rejets dans l'environnement correspondant à différents scénarios de référence d'accident de fusion du cœur (§ 4.3.3.2).

Les enseignements de ces travaux ont servi de base à la rédaction par EDF des guides d'intervention en accident grave (GIAG) (§ 4.3.3.4) qui définissent les actions spécifiques à mener dans un tel cas pour assurer, le plus longtemps possible, le meilleur confinement possible des substances radioactives.

De leur côté, les pouvoirs publics français ont prévu la mise en œuvre de mesures de protection des populations autour des sites nucléaires (§ 4.3.3.5), en complément des mesures générales édictées dans le plan ORSEC Rad.

Les principales dispositions prises en France pour le traitement des accidents de fusion du cœur pour les réacteurs en exploitation sont décrites dans les paragraphes suivants et sont synthétisées sur la figure 4.5.

### 4.3.3.2. Classification des rejets associés aux accidents avec fusion du cœur

#### ► Définition

L'IRSN a déterminé des rejets types, appelés « termes sources » : un terme source est un rejet typique, caractéristique d'une famille de réacteurs et représentatif d'un type d'accident, c'est-à-dire, en général, d'un mode de défaillance de l'enclaustrage de confinement, en supposant la fusion complète du cœur du réacteur ; il est considéré pour définir les actions à prévoir en vue de la protection des populations dans ces conditions.

Trois termes sources de gravité décroissante ont été définis en 1979 :

- le terme source S 1 correspond à une défaillance de l'enclaustrage de confinement à court terme, soit quelques heures au plus après le début de l'accident ;
- le terme source S 2 correspond à des rejets directs dans l'atmosphère dus à une perte d'étanchéité de l'enclaustrage de confinement survenant un ou plusieurs jours plus tard ;
- le terme source S 3 correspond à des rejets dans l'atmosphère, indirects et différés, par des voies permettant une rétention significative des produits de fission.

Le tableau 4.2 présente des ordres de grandeur pour ces termes sources pour un réacteur de 900 MWe.

De manière schématique, on peut indiquer que les travaux menés dans le domaine des accidents graves pour améliorer la sûreté des installations ont en priorité visé à éliminer, par des dispositions et moyens adaptés, les accidents pouvant conduire à des rejets de niveau S1 ou S2.

Aujourd'hui, au-delà de l'élimination des accidents les plus graves, la limitation des conséquences des accidents, quelle que soit leur gravité, fait l'objet de travaux menés par l'IRSN et par EDF.

**Tableau 4.2.** Termes sources S 1, S 2 et S 3 d'un REP 900 exprimés en pourcentages de l'activité initiale des produits radioactifs présents dans le cœur du réacteur.

Terme source	S 1	S 2	S 3
Gaz rares	80	75	75
Iode non organique	60	2,7	0,3
Iode organique	0,7	0,55	0,55
Césium	40	5,5	0,35
Tellure	8	5,5	0,35
Strontium	5	0,6	0,04
Ruthénium	2	0,5	0,03
Lanthanides et actinides	0,3	0,08	0,005

## ► Conséquences radiologiques

Le terme source S 3 initial provenait de l'étude, aujourd'hui ancienne, d'un scénario d'accident du rapport Rasmussen [1], adapté pour les réacteurs français. Il a été en partie réactualisé à la fin des années 1980 après la mise en place des procédures d'urgence sur les réacteurs français et notamment de la procédure U5, associée à un système permettant d'écrêter la pression dans l'enceinte de confinement en cas d'accident (ligne d'éventage munie d'un filtre à sable, à laquelle a été ensuite ajouté un préfiltre métallique positionné dans l'enceinte de confinement).

Depuis cette époque, le terme source S 3 de référence est représenté pour les études par un rejet différé et filtré *via* le filtre à sable. Le rejet est supposé étalé entre 24 h et 48 h après le début de l'accident. Ce terme source est aujourd'hui périodiquement réévalué de manière à tenir compte de l'amélioration des connaissances sur le comportement des produits de fission.

Le terme source S 3 a servi, dès les années 1970, à l'établissement des bases techniques des plans particuliers d'intervention (PPI) mis en œuvre pour protéger les populations à court terme en cas de rejets dans l'environnement. Le terme source S 3 est évalué pour des scénarios d'accidents choisis pour être « raisonnablement pénalisants » en termes de rejets dans l'environnement et de conséquences radiologiques hors du site.

Les doses reçues par l'homme pour un rejet du niveau du terme source S3 sont estimées en utilisant les valeurs des coefficients de dose établies par les organismes internationaux de référence (définis dans les publications de la Commission internationale de la protection radiologique (CIPR) [2]). Ces doses estimées permettent de constater que les mesures définies pour assurer à court terme la protection des populations dans le cadre des plans particuliers d'intervention (évacuation, mise à l'abri) sont « satisfaisantes » pour un rejet du niveau du terme source S 3.

Les conséquences radiologiques dans l'environnement dépendent essentiellement des rejets d'iode à court terme et des rejets de césium à plus long terme (§ 5.5.1) : en termes pratiques, les rejets d'iode « gouvernent » la « gestion » de l'accident à court terme alors que les rejets de césium « gouvernent » la « gestion » de l'accident à moyen et long termes.

## ► Amélioration des connaissances

Depuis l'accident de Three Mile Island, de nombreux résultats expérimentaux ont été acquis au plan international concernant les phénomènes associés à un accident de fusion du cœur (voir l'ensemble du chapitre 5) ; la France (dont l'IRSN) a joué un rôle majeur dans leur obtention, en particulier grâce au programme Phébus-PF réalisé au Centre d'études nucléaires de Cadarache (§ 7.3). La connaissance et la compréhension des phénomènes complexes intervenant lors d'un tel accident ont très nettement progressé et les capacités de prédiction de l'évolution de l'état du réacteur à l'aide de logiciels de simulation ont été nettement améliorées (voir § 7.1.4).

Les résultats obtenus pourraient néanmoins encore évoluer car de nouvelles données expérimentales concernant notamment le comportement de l'iode et du ruthénium dans le circuit primaire et l'enceinte de confinement, l'interaction entre le corium et le béton du radier de l'enceinte de confinement et le renoyage d'un cœur dégradé en cuve lors d'un accident de fusion du cœur sont attendues dans les cinq prochaines années. Les programmes de recherche menés à l'international dans l'objectif de préciser le déroulement des accidents de fusion du cœur et les rejets associés sont présentés dans le chapitre 5.

#### **4.3.3.3. Étude des modes de défaillance possibles de l'étanchéité de l'enceinte de confinement**

##### **► Introduction**

En même temps que la définition de termes sources, les études menées en France à la suite du rapport Rasmussen ont examiné les différents modes possibles de défaillance des enceintes de confinement françaises ainsi que les moyens qui permettraient de renforcer cette « dernière barrière » de confinement.

Ces études ont été faites avec un souci de réalisme. Il ne s'agissait pas de réaliser une démonstration de sûreté avec des hypothèses majorantes mais de rechercher de façon pragmatique des améliorations d'installations dont la conception de base était figée et de définir des procédures permettant d'assurer la protection des populations dans les meilleures conditions possibles ; ces améliorations et ces procédures pouvant nécessiter la mise en place de matériels complémentaires.

Ainsi, à la suite de l'accident survenu sur la tranche 2 de la centrale de Three Mile Island, des procédures dites ultimes (procédures U) et des dispositions associées visant à éviter ou à réduire les conséquences radiologiques d'un accident de fusion du cœur ont été progressivement mises en place sur l'ensemble des tranches du parc français (§ 2.5.2). Le guide d'intervention en accident grave (GIAG) définit les actions spécifiques à entreprendre, avec notamment, lorsque le déroulement de l'accident le rend nécessaire, la mise en œuvre de procédures ultimes visant à assurer, le plus longtemps possible, le meilleur confinement des substances radioactives. La figure 4.5 présente une vision synthétique des principales dispositions prises en France pour la « gestion » des accidents de fusion du cœur pour les réacteurs en exploitation.

##### **► Défaut d'étanchéité initial de l'enceinte de confinement**

En fonctionnement normal, l'étanchéité de l'enceinte de confinement est surveillée en continu par un système fondé sur une mesure de pression et capable de détecter une fuite importante (traversée ou sas ouvert(e)). De plus, des essais périodiques individuels des organes d'isolement des traversées de l'enceinte de confinement permettent de vérifier leur étanchéité. Enfin, la mise en pression de l'enceinte avant le premier chargement du réacteur, puis tous les dix ans, permet de comparer son taux de fuite global à celui fixé par les prescriptions techniques. Tous ces contrôles, qui font l'objet d'une présentation détaillée au chapitre 6 du présent ouvrage, visent à apprécier les fuites de l'enceinte de confinement et à éviter l'existence de défaut important d'étanchéité au

moment de l'accident. Il est à noter que les fuites directes (fuites non collectées, rejetées directement dans l'environnement) sont particulièrement importantes vu leur impact en termes de conséquences radiologiques.

Lors de l'accident, des fuites directes peuvent cependant se produire si l'isolement automatique des différentes traversées présente des défaillances ou si les sas présentent des défauts d'étanchéité. Ce mode de défaillance du confinement, dénommé mode  $\beta$ , est très important, puisqu'il peut permettre des relâchements directs de radioactivité dans l'environnement pratiquement dès le début de l'accident, pour lesquels une protection « satisfaisante » des populations proches ne pourrait pas être assurée dans tous les cas.

Pour y faire face, EDF a développé la procédure U 2 dénommée « *Conduite à tenir en cas de défaut d'isolement de l'enceinte de confinement* ». Cette procédure définit les modalités de surveillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement en situation accidentelle dès qu'une certaine radioactivité y est présente (même s'il ne s'agit pas d'un accident grave), de détection et de localisation des éventuels défauts d'étanchéité en vue d'y remédier si possible. Elle complète la surveillance continue du taux de fuite de l'enceinte de confinement en fonctionnement normal, qui ne permet la détection que des fuites très importantes.

La procédure « U 2 » regroupe en fait :

- les conditions de surveillance du confinement par la mesure de l'activité rejetée par la cheminée, par celle de l'activité présente dans les puisards de l'enceinte, dans les locaux périphériques et dans leurs systèmes de ventilation, ainsi que par la vérification de l'état des organes d'isolement ;
- les actions à effectuer, comme la confirmation d'ordres d'isolement, la localisation des fuites et la mise en œuvre de moyens permettant de les supprimer, le confinement de locaux ou, lorsque la situation est maîtrisée et permet la réouverture de certaines traversées de l'enceinte de confinement, la réinjection, dans le bâtiment du réacteur, d'effluents liquides recueillis dans les bâtiments périphériques.

### ► Échauffement direct de l'enceinte

Le principal risque associé à ce phénomène qui résulterait d'une percée de la cuve par le corium sous pression est une perte d'étanchéité de l'enceinte de confinement due à une montée en pression rapide de celle-ci. La montée en pression est associée à la fragmentation et à la dispersion du corium dans l'enceinte de confinement, qui provoquent l'échauffement des gaz de l'enceinte et peuvent déclencher la combustion de l'hydrogène qui s'y trouve.

La prévention d'un échauffement direct de l'enceinte consiste à réduire la possibilité d'une fusion du cœur sous pression ; de façon ultime, cela conduit à dépressuriser *volontairement* le circuit primaire en visant à ce que la pression dans la cuve soit inférieure à 15 ou 20 bars (ordre de grandeur) au moment de sa percée.

L'échauffement direct de l'enceinte est présenté de manière détaillée au § 5.2.1.

### ► Explosion d'hydrogène dans l'enceinte

Une combustion de la totalité de l'hydrogène produit par l'oxydation des gaines en zircaloy de la « partie active » du cœur (correspondant à 80 % de la masse totale de Zr contenu dans le cœur), conduirait à un pic de pression qui pourrait affecter l'étanchéité de l'enceinte de confinement des REP français.

Face à ce risque de perte d'étanchéité de l'enceinte de confinement en cas de combustion de l'hydrogène contenu dans celle-ci, l'Autorité de sûreté nucléaire française a demandé en 2001 à EDF de procéder à l'installation de recombineurs catalytiques passifs d'hydrogène dans l'ensemble des réacteurs du parc français, ce qui a été fait. Cette décision tenait compte des décisions d'implantation de recombineurs d'hydrogène prises dans les pays voisins (Belgique, Suisse, Allemagne, etc.).

La production et la combustion d'hydrogène ainsi que les risques associés (explosion d'hydrogène dans l'enceinte de confinement peuvent conduire à la perte de son étanchéité (mode  $\gamma$ )) de même que le fonctionnement d'un recombineur catalytique passif d'hydrogène sont décrits au paragraphe 5.2.2.

### ► Explosion de vapeur dans la cuve ou dans le puits de cuve

Une explosion de vapeur peut se produire lorsque du corium chaud et fragmenté entre en contact avec de l'eau, soit dans le fond de la cuve du réacteur, soit dans le puits de cuve (eau résultant du fonctionnement du système d'aspersion) après la percée de celle-ci.

L'énergie mécanique d'une explosion de vapeur dans la cuve pourrait provoquer la rupture de celle-ci et l'émission de projectiles susceptibles d'affecter l'intégrité de l'enceinte de confinement, notamment du couvercle de la cuve. Le mode  $\alpha$ , tel que défini dans le rapport Rasmussen, correspond à une explosion de vapeur dans la cuve entraînant une rupture de celle-ci avec projection du couvercle de cuve.

Pour ce qui concerne l'explosion de vapeur en cuve, des études mécaniques réalisées par plusieurs experts internationaux ont permis de conclure qu'une perte directe de l'intégrité de l'enceinte de confinement par mode  $\alpha$  est très peu probable. En revanche, une percée de la cuve résultant d'une explosion de vapeur en cuve ne peut pas être complètement exclue.

Concernant l'explosion de vapeur qui pourrait se produire en cas de coulée de corium dans un puits de cuve noyé, l'énergie mécanique résultante pourrait affecter la tenue des structures attenantes au puits de cuve (notamment les murs et les planchers attenants) ainsi que celle de divers composants du circuit primaire et surtout de l'enceinte de confinement. L'explosion de vapeur dans le puits de cuve fait encore l'objet de travaux de R&D visant à démontrer qu'une telle explosion de vapeur ne conduirait pas à une perte d'intégrité de l'enceinte de confinement.

Actuellement, il n'y a pas de procédures ou de dispositions particulières sur les tranches françaises en exploitation à l'égard du risque de défaillance de l'enceinte de confinement en cas d'explosion de vapeur dans la cuve ou le puits de cuve noyé.

Il pourrait être envisagé de limiter la quantité d'eau présente dans le puits de cuve pour réduire, voire éliminer (si l'on parvient à maintenir le puits de cuve sec), le risque d'explosion de vapeur à cet endroit. Cependant, il convient de souligner que la présence d'une quantité significative d'eau dans le puits de cuve permettrait de refroidir une partie du corium avant qu'il ne vienne au contact du radier en béton de l'enceinte de confinement et pourrait permettre de retarder l'érosion du radier par le corium, voire dans certains cas d'éviter la traversée du radier. La « gestion » de l'eau dans le puits de cuve en cas d'accident grave fait ainsi l'objet d'études complémentaires, intégrant les résultats de la R&D sur l'explosion de vapeur.

L'explosion de vapeur est présentée de manière détaillée au paragraphe 5.2.3.

### ► Montée en pression lente de l'enceinte de confinement

Le mode  $\delta$  correspond à une défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement par surpression, due à l'échauffement de son atmosphère en l'absence d'une extraction suffisante de l'énergie libérée par les produits de fission et à la formation progressive d'une très grande quantité de gaz pendant l'érosion du béton du radier par le corium. À ces gaz pourrait s'ajouter la vapeur résultant de l'évaporation de l'eau qui serait utilisée pour tenter de ralentir la progression du corium en le refroidissant.

En l'absence de refroidissement de l'atmosphère de l'enceinte de confinement, la pression dans cette enceinte de confinement monterait inexorablement, ce qui pourrait conduire à une perte d'étanchéité de l'enceinte de confinement au-delà de 24 heures.

Devant la possibilité d'une défaillance irréversible de l'étanchéité de l'enceinte de confinement, il est apparu opportun de disposer d'un moyen de maîtrise de la pression dans cette enceinte en procédant à des rejets filtrés.

La solution retenue a consisté à utiliser une traversée existante de l'enceinte de confinement prévue notamment pour sa décompression lors de l'essai en pression initial et des essais périodiques ultérieurs du même type. Le système « d'éventage-filtration » est composé d'un ensemble de vannes, d'un dispositif de détente et d'un caisson de filtration à lit de sable d'une surface de 42 m<sup>2</sup> et d'une épaisseur de 80 cm ; il est intercalé à l'extérieur de l'enceinte de confinement entre la traversée et la cheminée.

Le système « d'éventage-filtration » permet :

- d'écrêter d'abord, puis de faire décroître la pression à l'intérieur de l'enceinte de confinement ;
- de réduire d'un facteur 10 au moins l'activité des aérosols contenus dans les gaz rejetés ;
- de canaliser les gaz filtrés vers la cheminée où leur activité est mesurée.

Les études sur l'efficacité de la filtration par un tel lit de sable et l'optimisation de la géométrie et des conditions d'écoulement dans ce filtre ont été menées au début des années 1990 par l'IPSN dans ses installations de recherche de Cadarache, en lien avec EDF. Ces études ont montré la possibilité d'obtenir, voire de dépasser, l'efficacité

minimale recherchée (à savoir un facteur de réduction de 10 pour les aérosols) : les essais FUCHIA (tests à l'échelle 1 du filtre) ont montré une efficacité de filtration par le sable du filtre supérieure d'un ordre de grandeur à l'efficacité minimale recherchée pour les aérosols.

Cependant, en cas d'accident, l'accumulation des radionucléides dans le sable du filtre aurait pu poser des problèmes de protection radiologique sur le site et de refroidissement du filtre. De plus, la condensation rapide de vapeur d'eau dans les tuyauteries aurait pu entraîner une déflagration d'hydrogène (le mélange hydrogène-vapeur provenant de l'enceinte de confinement devenant explosif du fait de la diminution rapide de la concentration de vapeur). Diverses dispositions complémentaires ont alors été mises en œuvre, notamment l'ajout d'un pré-filtre sur le système d'éventage-filtration à l'intérieur même de l'enceinte de confinement, qui filtre les aérosols et le rajout d'un chauffage de la ligne à l'extérieur de l'enceinte de confinement en amont du filtre à sable. Le préfiltre permet de limiter les niveaux de radioactivité dans le filtre à sable. Le chauffage de la ligne permet d'y éviter la condensation de vapeur.

La procédure d'éventage-filtration de l'enceinte (dénommée U 5) ne serait mise en œuvre sur un site, en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur, qu'en concertation étroite avec les pouvoirs publics. Le dispositif d'éventage-filtration ne peut être ouvert qu'après un délai minimum de 24 heures après le début de l'accident. Ce délai vise, d'une part à n'ouvrir le dispositif que lorsque les concentrations de substances radioactives en suspension dans l'enceinte de confinement ont suffisamment décruës, d'autre part à laisser le temps de mettre en œuvre des mesures de protection des populations (évacuation préventive, mise à l'abri) compatibles avec le niveau des rejets dans l'environnement résultant de l'utilisation du système d'éventage-filtration.

### ► Traversée du radier en béton de l'enceinte de confinement par le corium

Le mode  $\varepsilon$  correspond à une défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement du fait de la traversée de son radier par le corium.

#### *Traversée du radier*

Dans l'état actuel des installations et selon les connaissances actuelles, l'attaque du radier par le corium peut aboutir à une traversée totale de celui-ci, dans un délai variable selon les caractéristiques du radier (nature du béton<sup>8</sup>, épaisseur du radier<sup>9</sup>), mais supérieur à 24 heures, sauf pour la centrale de Fessenheim<sup>10</sup>.

L'interaction corium-béton et les risques associés sont présentés au paragraphe 5.3.

8. Béton de type « siliceux » ou de type « silico-calcaire ».

9. L'épaisseur du radier varie de 2,25 m à 4,0 m selon les paliers ; elle n'est que de 1,5 m pour les tranches de Fessenheim (voir § 2.3.2.3 pour plus de détail).

10. Pour cette dernière, suite aux conclusions du réexamen de sûreté réalisé pour la troisième visite décennale de l'installation, l'Autorité de sûreté nucléaire a demandé à EDF de mettre en œuvre avant juin 2013 des dispositions visant à augmenter le délai de traversée du radier par le corium en cas d'accident grave avec rupture de la cuve. EDF réalise dans cet objectif des travaux pour augmenter l'épaisseur du radier et la surface d'étalement du corium.

## ► Dispositions U 4

En raison de la présence dans le radier, dans la conception initiale des centrales d'EDF, d'un réseau de drainage et de traversées (notamment pour les dispositifs d'auscultation du radier), des dispositions de construction ont été prises pour empêcher le contact direct de corium avec l'environnement à la suite d'une érosion du radier par le corium (remplissage au moyen d'un mortier injecté ou fermeture par des bouchons métalliques appropriés soudés aux extrémités pour les tuyaux non fermés initialement).

Dans le cas spécifique des tranches du site de Cruas dont le radier repose sur des patins antisismiques solidaires d'un deuxième radier, l'espace libre entre les radiers est en communication avec l'atmosphère et pourrait, en cas d'accident avec fusion du cœur, constituer un chemin de fuite conduisant à des rejets non filtrés dans l'atmosphère. Ceci a conduit EDF à prévoir des dispositions spécifiques (dites « U 5 - Cruas » et « U 4 - Cruas ») visant à éviter de tels rejets. Ces dispositions consistent :

- d'une part, à dépressuriser l'enceinte de confinement de façon à obtenir une égalité de pression entre celle-ci et l'espace entre les radiers au moment de la percée du premier radier par le corium, de telle sorte que le contenu de l'atmosphère de l'enceinte ne soit pas « expulsé » dans l'espace entre les radiers ;
- d'autre part, à noyer complètement cet espace avec de l'eau de façon à réduire les rejets dans l'environnement grâce aux effets de dilution, de filtration et de refroidissement en résultant et à ajouter de la soude à cette eau de façon à obtenir un milieu basique favorable à la solubilité de l'iode présent.

## ► Bypass du confinement par des tuyauteries sortant de l'enceinte de confinement (mode V)

Les accidents de bypass du confinement, dits « V-LOCA », sont dus à une perte de réfrigérant primaire par une brèche située à l'extérieur de l'enceinte de confinement dans un circuit relié au circuit primaire et non isolé de celui-ci ; ils présentent deux caractéristiques particulières :

- la perte de réfrigérant primaire ayant lieu à l'extérieur de l'enceinte de confinement, la recirculation d'eau dans le système d'injection de sécurité est impossible ;
- en cas de fusion du cœur, des produits de fission seraient relâchés directement à l'extérieur de l'enceinte de confinement si la brèche n'a pas été isolée.

Pour éviter une perte d'étanchéité de l'enceinte de confinement par mode V, EDF a mis en œuvre des modifications de conception et d'exploitation sur l'ensemble des réacteurs du parc français, notamment à l'égard du risque de bypass de l'enceinte en cas de rupture au niveau de la barrière thermique d'une pompe primaire et de la portion de circuit RRI affectée. Ces modifications visent à « éliminer pratiquement » les accidents V-LOCA qui pourraient conduire à des rejets importants à court terme.

Les bypasses du confinement font l'objet plus loin d'un paragraphe spécifique (§ 6.4).

### ► Accidents d'insertion rapide de réactivité

Les cas d'insertion rapide de réactivité par l'envoi accidentel dans le cœur du réacteur d'un « bouchon » d'eau insuffisamment borée (ces accidents, dits de « dilution hétérogène », pourraient résulter d'erreurs des opérateurs, de dysfonctionnements de systèmes auxiliaires ou de fuites de tubes de générateurs de vapeur) font l'objet d'études détaillées ; celles-ci comportent les trois étapes suivantes :

- la définition d'un volume maximal d'un bouchon d'eau sans bore, pour lequel la sous-criticité du cœur est démontrée, sur la base de considérations neutroniques et thermohydrauliques relatives à la sous-criticité du cœur, indépendamment de l'accident de dilution envisagé ;
- la définition des dispositions visant à assurer que ce volume maximal ne sera pas dépassé au cours de chacun des accidents de dilution envisagés ;
- la réalisation d'une étude probabiliste pour apprécier la suffisance des dispositions mises en œuvre.

#### 4.3.3.4. Le guide d'intervention en accident grave (GIAG)

Pour les réacteurs d'EDF, le guide d'intervention en accident grave (GIAG) rédigé par l'exploitant vise à apporter une aide aux équipes techniques de crise en vue d'assurer au mieux le confinement des substances radioactives. Dans ce guide, les actions possibles ainsi que des recommandations pour diminuer les conséquences d'un accident grave sont décrites. Ces actions et recommandations font l'objet de discussions entre les experts d'EDF et ceux de l'IRSN, pour tenir compte du progrès des connaissances sur les accidents graves.

Lorsque le GIAG est mis en œuvre<sup>11</sup>, la priorité n'est plus la « sauvegarde » du cœur du réacteur mais celle du confinement.

La mise en œuvre du GIAG entraîne l'abandon par l'équipe de conduite des procédures de conduite accidentelle en cours. La responsabilité de la conduite est alors transférée de l'équipe de conduite aux équipes techniques de crise. Le GIAG fournit une aide aux équipes de crise pour définir les meilleures stratégies d'utilisation des systèmes pour la sauvegarde du confinement. À la demande de l'équipe technique locale de crise, l'équipe de conduite met en œuvre les actions de conduite correspondantes.

Des instrumentations spécifiques sont mises en place dans les réacteurs de 900 MWe en exploitation lors de leurs troisièmes visites décennales, en vue de permettre aux équipes techniques de crise de mieux apprécier le développement d'un accident de fusion du cœur et de mieux informer les autorités sur l'accident (détection d'hydrogène dans l'enceinte ; détection de l'arrivée de corium dans le puits de cuve sur le radier).

11. Principal critère de mise en œuvre : la température des gaz à la sortie du cœur dépasse 1 100 °C.

#### 4.3.3.5. Conséquences radiologiques du terme source S 3 et plans d'intervention des pouvoirs publics

Au début des années 1980, les pouvoirs publics français ont examiné quelles étaient les possibilités réalistes de mise en œuvre de mesures de protection des populations (mise à l'abri, évacuation) autour des sites nucléaires. Ils ont alors estimé que, compte tenu des caractéristiques des sites français, il serait possible de réaliser, dans un délai de 12 à 24 heures après le début d'un accident, l'évacuation de la population présente dans un rayon de 5 km autour du site et la mise à l'abri de la population dans un rayon de 10 km autour du site<sup>12</sup>. Il a alors été constaté que la mise en œuvre de ces mesures permettrait d'assurer une protection « satisfaisante » à court terme des populations pour un rejet correspondant au terme source S 3 évalué à l'époque, compte tenu des niveaux d'intervention recommandés alors par les organisations internationales.

Pour l'évaluation des conséquences radiologiques, le terme source S 3 peut être décrit par le rejet résultant de l'utilisation du système d'éventage-filtration de l'enceinte de confinement pour dépressuriser cette enceinte 24 heures après le début d'un accident menant à la fusion du cœur<sup>13</sup>.

Les calculs de conséquences radiologiques sont faits en tenant compte des conditions météorologiques. Les résultats sont donnés en termes de doses efficaces dues au panache radioactif (expositions externe et interne), aux dépôts au sol et à l'ingestion ainsi qu'en termes de doses équivalentes à la thyroïde (essentiellement dues à l'iode). Les résultats sont appréciés en tenant compte des mesures de protection des populations applicables.

Les actions de protection des populations qui peuvent être mises en œuvre pendant la phase d'urgence sont indiquées dans les PPI. Plusieurs actions peuvent être envisagées par le préfet pour protéger les populations :

- la mise à l'abri ;
- l'ingestion de comprimé d'iodure de potassium : sur ordre du préfet, les personnes susceptibles d'être touchées par des rejets d'iodes radioactifs ingèrent la dose prescrite d'iodure de potassium ;
- l'évacuation.

En 2007, dans sa publication n° 103, puis en 2009 dans sa publication n° 109 [2], la CIPR a édicté des recommandations en matière d'intervention en cas de situation accidentelle, pour la protection des personnes du public. L'objectif principal de ces recommandations est de contribuer à un niveau de protection approprié pour les personnes et pour l'environnement contre les effets néfastes de l'exposition à la radioactivité, y compris en situation d'urgence.

En France, par une décision de l'ASN datant d'août 2009 référencée 2009-DC-0153, décision homologuée par un arrêté du 20 novembre 2009, les pouvoirs publics ont fixé les niveaux d'intervention en situation d'urgence radiologique à :

- une dose efficace de 10 mSv pour la mise à l'abri ;

12. Ces distances sont aujourd'hui retenues comme rayons d'action dans les plans particuliers d'intervention (PPI) des pouvoirs publics pour les différents sites français d'EDF.

13. Le rejet est évalué pour un accident à cinétique rapide avec une grosse brèche sur le circuit primaire et une défaillance de l'injection de sécurité et de l'aspersion dans l'enceinte.

- une dose efficace de 50 mSv pour l'évacuation ;
- une dose équivalente à la thyroïde de 50 mSv pour l'administration d'iodure de potassium.

Ces niveaux sont destinés à guider les pouvoirs publics pour mettre en œuvre des actions de protection des populations en cas d'accident. Ainsi, lors d'un accident avec un pronostic de rejets qui conduirait à des doses efficaces de 10 mSv sur un rayon de 1 km, les pouvoirs publics mettraient en œuvre la mise à l'abri des populations sur un rayon supérieur à 1 km.

Pour le terme source S 3, l'IRSN a évalué que les doses pour la population la plus radiosensible resteraient inférieures aux niveaux d'intervention jusqu'à 6 km pour celui relatif à l'évacuation et jusqu'à 18 km pour celui relatif à la prise d'iodure de potassium, pour des conditions météorologiques « moyennes »<sup>14</sup> et dans l'axe du vent supposé ici constant. Cependant, compte tenu des incertitudes existantes sur la connaissance des phénomènes intervenant lors d'un accident de fusion du cœur et des phénomènes de dispersion des matières radioactives dans l'environnement, il n'a pas à ce jour été jugé opportun de modifier les rayons des plans particuliers d'intervention des centrales nucléaires françaises.

L'accident de Tchernobyl (§ 7.2) a, indépendamment de ses conséquences radiologiques immédiates, mis en évidence l'importance des perturbations sociales et économiques induites sur le long terme, dues en particulier à la contamination des chaînes alimentaires.

Les limites de commercialisation des produits alimentaires prédéfinies par la Commission européenne (niveaux maximaux de radioactivité admissibles [NMA] dans les produits alimentaires), qui entreraient en vigueur automatiquement dans le cas d'un nouvel accident, sont très basses. Pour des rejets correspondant au terme source S 3, les interdictions de commercialisation pourraient être appliquées jusqu'à des distances importantes de l'installation (plus de 100 km) pendant des durées plus ou moins longues suivant les radionucléides concernés.

Ces constatations ont conduit à chercher à réduire fortement les « rejets maximaux concevables » pour les réacteurs de troisième génération (voir le § 4.3.4 concernant le réacteur EPR) et à essayer de réduire également, autant que faire se peut, les rejets envisageables des réacteurs en exploitation dans une recherche d'amélioration continue de la sûreté.

À la suite de la directive interministérielle du 7 avril 2005 sur l'action des pouvoirs publics en cas d'événement entraînant une situation d'urgence radiologique, un Comité directeur pour la gestion de la phase post-accidentelle d'un accident nucléaire ou d'une situation d'urgence radiologique (CODIR-PA) a été mis en place par l'ASN pour élaborer la doctrine en matière d'organisation de l'action des pouvoirs publics en situation post-accidentelle. Les premiers éléments de doctrine résultant des travaux du CODIR-PA (voir le rapport d'étape présentant la synthèse générale des travaux du CODIR-PA au 29 janvier 2008 sur le site de l'ASN : [www.asn.fr](http://www.asn.fr)) conduisent à proposer d'engager des actions

14. Diffusion normale et vitesse de vent de 7 m/s.

Progression de l'accident	Dispositions de prévention et de limitation des conséquences de l'accident		Conduite
Perte de refroidissement du cœur	Procédures H4-U3 : moyens mobiles d'injection d'eau («sauvegarde» du cœur)	Dispositions de surveillance du confinement : procédure U2 (isolement de l'enceinte)	Procédures de conduite accidentelle Priorité donnée à la « sauvegarde » du cœur
Oxydation des gaines	Recombineurs catalytiques pour limiter le risque d'explosion H <sub>2</sub>	Disposition U4 (avec des spécificités pour la centrale de Cruas)	Guide d'intervention en accident grave (GIAG)  Priorité donnée à la « sauvegarde » du confinement
Fusion	Dispositions visant à éviter la fusion en pression et l'échauffement direct des gaz de l'enceinte :		Instrumentation spécifique pour les accidents graves (pression dans l'enceinte, teneur en hydrogène, détection de la percée de la cuve)
Percée de la cuve	Fiabilisation de l'ouverture des soupapes du pressuriseur	Dépressurisation du circuit primaire	
Interaction corium-eau Interaction corium-béton	Stratégie de conduite des appoints d'eau (injection de sécurité, accumulateurs, etc.) visant à assurer le refroidissement du corium hors de la cuve		Guide d'intervention en accident grave
Rejets radioactifs	Procédure U5 : éventage-filtration	Décompression de l'enceinte	Plan ORSEC-PPI et plan ORSEC-RAD
		Filtration des rejets	

Figure 4.5. Principales dispositions prises en France pour la gestion des accidents de fusion du cœur pour les REP en exploitation.

immédiates (si elles sont justifiées) dès la sortie de la phase d'urgence pour la phase post-accidentelle à court terme et pour la phase post-accidentelle à long terme visant à :

- limiter l'exposition des populations ;
- réduire la contamination des territoires ;
- interdire la consommation et la commercialisation de denrées alimentaires contaminées ;
- gérer les déchets alimentaires contaminés ;
- assurer un suivi radiologique des populations exposées.

#### 4.3.4. L'approche retenue pour le réacteur EPR

Pour le réacteur EPR, des objectifs de sûreté ambitieux ont été fixés dès 1993, prévoyant notamment, par rapport aux réacteurs en exploitation, une réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur. Ceci conduit à la mise en place de dispositions de conception spécifiques qui sont précisées ci-après.

Le cas du récupérateur de corium, nouveau dispositif développé pour le réacteur EPR, en est un exemple (§ 4.3.4.3) ; son fonctionnement devra faire l'objet d'une démonstration précise, en tenant compte des incertitudes.

#### 4.3.4.1. Objectifs généraux de sûreté

Les objectifs généraux de sûreté pour le réacteur EPR relatifs aux accidents graves sont précisés dans la référence [4].

Les accidents avec fusion du cœur qui pourraient conduire à des rejets précoces importants (§ 4.3.2) doivent être « pratiquement éliminés » : s'ils ne peuvent pas être considérés comme physiquement impossibles, des dispositions de conception doivent être prises pour les exclure. Ceci concerne en particulier les accidents avec fusion du cœur « en pression ».

Les accidents avec fusion du cœur à basse pression doivent être traités de telle sorte que les rejets maximaux concevables associés ne nécessitent que des mesures de protection des populations très limitées en termes d'étendue et de durée. Ceci peut être traduit par :

- pas de relogement permanent ;
- pas de nécessité d'évacuation d'urgence au-delà du voisinage immédiat du site nucléaire ;
- une mise à l'abri limitée ;
- pas de restrictions à long terme de la consommation des produits alimentaires.

Pour ce qui concerne les accidents avec fusion du cœur à basse pression, étant donné le large éventail des conditions accidentelles envisageables, le respect de cet objectif est à démontrer par le calcul des conséquences radiologiques de différents accidents représentatifs, définis en tenant compte de la conception détaillée de l'installation.

#### 4.3.4.2. « Élimination pratique » des accidents qui pourraient conduire à des rejets précoces importants

L'« élimination pratique » des accidents qui pourraient conduire à des rejets précoces importants est une question de jugement et chaque type de situation doit être examiné spécifiquement. L'élimination pratique peut être démontrée par des considérations déterministes ou probabilistes, en tenant compte des incertitudes dues aux connaissances limitées de certains phénomènes physiques. Cependant, l'élimination pratique ne peut pas être démontrée par le simple respect d'une « valeur de coupure » probabiliste générique.

Les accidents avec fusion du cœur qui doivent être « pratiquement éliminés » par la conception sont les suivants :

- les accidents de fusion du cœur à haute pression qui pourraient conduire à un échauffement direct de l'enceinte ou à une rupture de tubes de générateurs de vapeur ;

- les accidents d'insertion rapide de réactivité, notamment ceux qui résulteraient d'une introduction rapide d'eau insuffisamment borée dans le cœur du réacteur ;
- les explosions de vapeur en cuve et hors cuve et les détonations globales d'hydrogène, susceptibles de mettre en danger l'intégrité de l'enceinte de confinement ;
- les accidents de fusion du cœur avec bipasse du confinement (par les générateurs de vapeur ou par les circuits connectés au circuit primaire).

### ► « Élimination pratique » des situations de fusion du cœur à haute pression

Pour éviter une percée de la cuve à haute pression (pression supérieure à un ordre de grandeur de 15 à 20 bars) ou une rupture induite de tubes de générateurs de vapeur, le haut du pressuriseur du réacteur EPR est équipé de trois soupapes de sûreté et de deux vannes dédiées à la mise en œuvre du fonctionnement en gavé-ouvert ou à la dépressurisation ultime du circuit primaire. Les trois soupapes de sûreté visent à assurer la protection du circuit primaire contre les surpressions. La vanne dédiée à la mise en œuvre du fonctionnement en gavé-ouvert est utilisée en cas de perte totale de l'alimentation d'eau des générateurs de vapeur. La vanne dédiée à la dépressurisation ultime du circuit primaire est utilisée en vue d'éviter une fusion du cœur à haute pression. L'utilisation de l'une ou l'autre de ces deux vannes à la fois pour le fonctionnement en gavé-ouvert et pour la dépressurisation ultime du circuit primaire est envisageable. Les trois soupapes de sûreté et les deux vannes dédiées gavé-ouvert et fusion à haute pression déchargent toutes dans la même ligne de décharge qui achemine l'eau, la vapeur ou le mélange vapeur-eau vers le réservoir de décharge du pressuriseur (RDP) (figure 4.6).

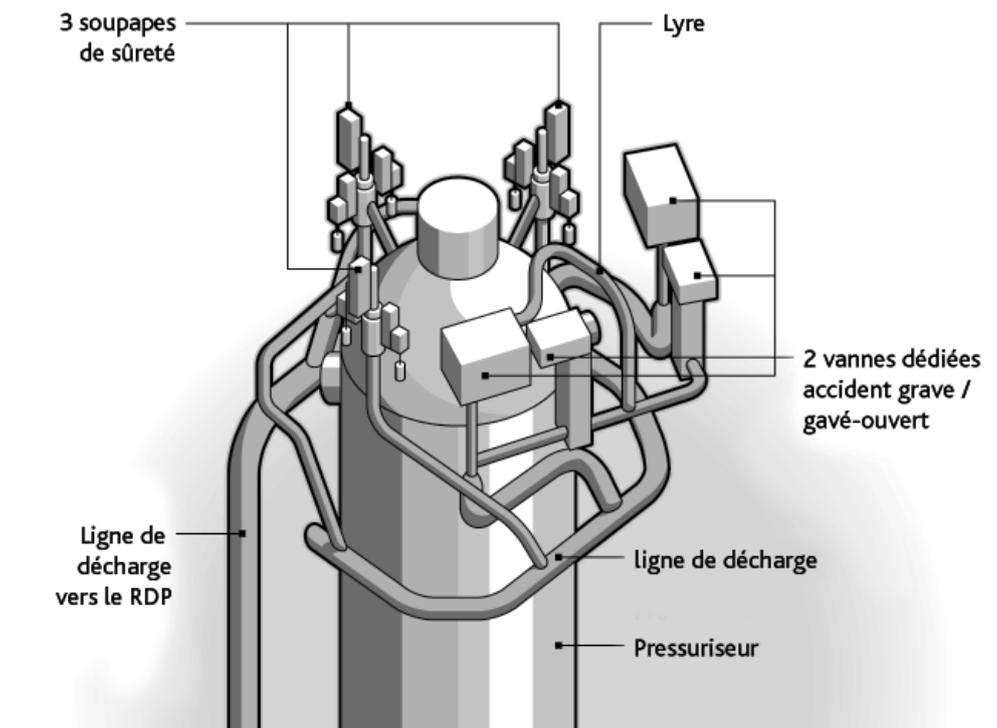


Figure 4.6. Réacteur EPR - Dispositif de dépressurisation ultime du circuit primaire.

De plus, des dispositions de conception ont été retenues qui permettent de limiter la dispersion du corium dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement en cas de percée du fond de la cuve du réacteur de façon à éviter un « échauffement direct » de l'enceinte de confinement. Ces dispositions de conception sont relatives au puits de cuve et à sa ventilation, de façon à éviter que de grandes quantités de corium provenant de la cuve du réacteur puissent être transportées depuis le puits de cuve jusqu'au volume libre de l'enceinte de confinement.

### ► « Élimination pratique » des accidents d'insertion rapide de réactivité

L'élimination pratique des accidents d'insertion rapide de réactivité par l'envoi dans le cœur du réacteur d'un bouchon d'eau insuffisamment borée nécessite une étude détaillée des différents scénarios possibles de dilution, en prenant en considération l'ensemble des lignes de défense pour chacun de ces scénarios.

L'analyse se fait en suivant les trois étapes déjà détaillées au paragraphe 4.3.3.3.

### ► « Élimination pratique » du risque d'explosion de vapeur

Pour éviter une explosion de vapeur en cas de coulée de corium à haute température dans le puits de cuve, la conception du réacteur EPR comporte des dispositions telles qu'aucune arrivée d'eau dans le puits de cuve n'est possible avant la percée de la cuve, même en cas de rupture d'une tuyauterie du circuit primaire.

De plus, le récupérateur de combustible fondu comprenant une « chambre d'étalement », la conception du réacteur EPR comporte des dispositions empêchant l'arrivée d'eau dans cette chambre d'étalement avant l'arrivée du corium, de façon à éviter une explosion de vapeur.

### ► « Élimination pratique » du risque de détonation d'hydrogène

La pression de dimensionnement et la température de dimensionnement de la paroi interne de l'enceinte de confinement doivent permettre d'assurer l'intégrité et l'étanchéité de l'enceinte même après la déflagration globale de la quantité maximale d'hydrogène qui pourrait être contenue dans cette enceinte au cours d'accidents de fusion du cœur à basse pression.

De plus, le volume de l'enceinte de confinement et les moyens de limitation des conséquences, notamment les recombineurs catalytiques passifs, doivent permettre de réduire les concentrations en hydrogène dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement de manière à empêcher la possibilité d'une détonation globale d'hydrogène.

Enfin, les possibilités de concentrations locales élevées d'hydrogène doivent être évitées autant que raisonnablement possible par la conception des structures internes de l'enceinte de confinement. Dans les cas où il ne serait pas possible de démontrer que la concentration locale d'hydrogène reste en dessous de 10 %, l'absence de transition déflagration-détonation et de déflagration rapide doit être démontrée ; dans le cas

contraire, des dispositions adéquates doivent être mises en place, telles que des parois renforcées des compartiments correspondants et de l'enceinte de confinement.

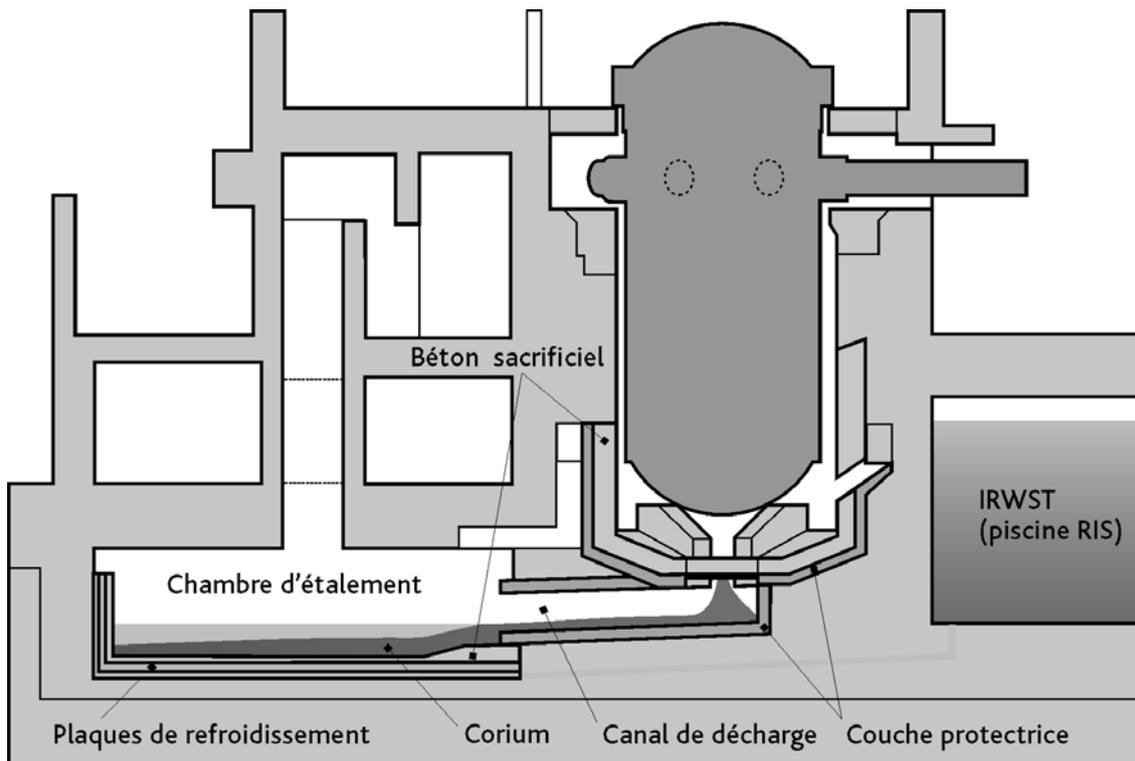
#### 4.3.4.3. Dispositions relatives à la fusion du cœur à basse pression

Pour les accidents avec fusion du cœur à basse pression, des dispositions de conception ont été retenues pour permettre de respecter les objectifs généraux définis plus haut. Les dispositions essentielles sont les suivantes :

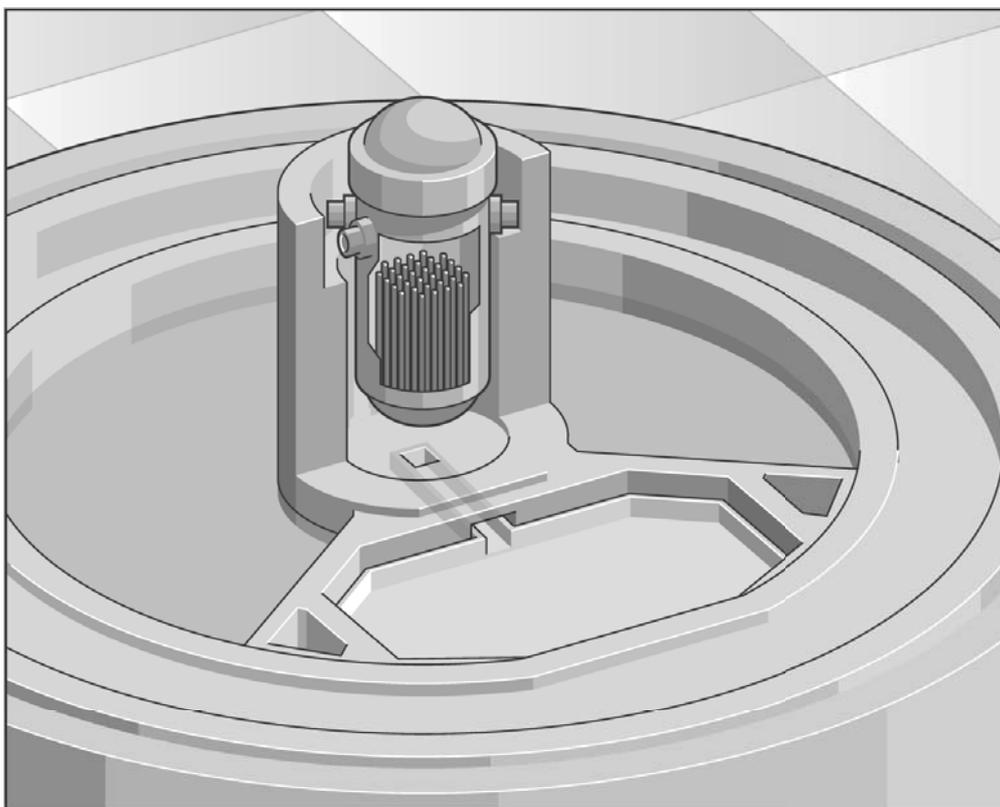
- un récupérateur de corium situé au fond de l'enceinte de confinement permet de recueillir et de refroidir le corium après la rupture du fond de la cuve (figure 4.7). Ce récupérateur vise à protéger le radier de l'enceinte de confinement de l'interaction corium-béton. Le corium est refroidi par étalement sur une grande surface dans la chambre d'étalement, cette dernière étant séparée du puits de cuve par une grille recouverte d'une couche de béton sacrificiel et par un canal de transfert de façon à la protéger des chargements thermomécaniques consécutifs à la défaillance de la cuve du réacteur. Des dispositions de conception empêchent l'arrivée d'eau dans cette chambre en provenance de quelque partie que ce soit de l'enceinte de confinement avant que le corium ne s'étale sur la surface de cette chambre. Des couches de béton sacrificiel sont présentes dans le puits de cuve et dans la chambre d'étalement pour obtenir des caractéristiques adéquates du mélange fondu. Le refroidissement du corium fondu et étalé sur la couche de béton sacrificiel de la chambre d'étalement est assuré par le dessus grâce au noyage de ce mélange par de l'eau provenant du réservoir d'eau interne à l'enceinte de confinement (IRWST). En complément, les chargements thermiques sur le radier sont limités grâce à une épaisse plaque d'acier placée sous la couche de béton sacrificiel et refroidie grâce à des canaux de refroidissement reliés au système d'évacuation de la puissance hors de l'enceinte de confinement (voir ci-après) ;
- la pression de dimensionnement et la température de dimensionnement de la paroi interne de l'enceinte de confinement permettent d'assurer l'intégrité et l'étanchéité de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave :
  - pendant au moins 12 heures sans évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte ;
  - après une déflagration globale de la quantité maximale d'hydrogène qui pourrait être contenue dans l'enceinte de confinement.

Un système de refroidissement de l'enceinte de confinement permet d'évacuer la puissance résiduelle et de contrôler la pression à l'intérieur de cette enceinte et de préserver l'intégrité et l'étanchéité de celle-ci sur le long terme en cas d'accident grave. Ce système à deux trains est composé notamment du réservoir d'eau interne à l'enceinte de confinement (IRWST), d'un échangeur et d'une source froide spécifiques et d'un dispositif d'aspersion dans l'enceinte. Ce système serait également utilisé, comme indiqué plus haut, pour refroidir le corium dans le récupérateur. Les dispositions relatives à l'élimination pratique du risque de détonation d'hydrogène sont indiquées plus haut ;

- toutes les traversées de l'enceinte de confinement (y compris le tampon d'accès des matériels [TAM]) débouchent dans des bâtiments dont l'atmosphère est



(a)



(b)

**Figure 4.7.** Réacteur EPR. Schéma du récupérateur de corium : (a) vue latérale, (b) vue du dessus montrant au premier plan la chambre d'étalement.

ventilée et filtrée ; il ne doit y avoir aucun chemin de fuite directe de l'enceinte de confinement vers l'environnement. Les circuits susceptibles de transporter des substances radioactives à l'extérieur de l'enceinte de confinement sont contenus dans des bâtiments périphériques présentant des capacités de confinement adéquates. Les traversées de l'enceinte résistant à la pression doivent supporter les chargements résultant des accidents de fusion du cœur.

La mise au point du récupérateur de corium avec étalement a nécessité des programmes de R&D spécifiques, présentés au paragraphe 5.4.3.

#### ***4.4. Les études probabilistes de sûreté de niveau 2 : méthode et enseignements relatifs aux accidents de fusion du cœur***

Durant les trois dernières décennies et notamment depuis l'accident de fusion du cœur de Three Mile Island aux États-Unis, les études probabilistes de sûreté (EPS) de niveau 2 ont pris une place de plus en plus importante dans l'évaluation de la sûreté des réacteurs nucléaires en France et à l'international. Les EPS de niveau 2 sont maintenant exigées ou recommandées partout dans le monde par les autorités de sûreté nationales, et ce, dès la conception pour les réacteurs de génération III. EDF a ainsi transmis à l'ASN une EPS de niveau 2 pour la mise en service du réacteur EPR de Flamanville 3.

Pour chaque accident menant à la fusion du cœur identifié dans l'EPS de niveau 1, l'EPS de niveau 2 vise à déterminer, en s'appuyant sur la connaissance de la physique des accidents de fusion du cœur et sur des études réalisées avec des logiciels de simulation de ce type d'accident, l'évolution de l'accident, les défaillances éventuelles du confinement et l'amplitude et la cinétique des rejets radioactifs dans l'environnement avec les probabilités correspondantes.

Les EPS de niveau 2 permettent ainsi d'évaluer la nature et l'importance des rejets radioactifs hors de l'enceinte de confinement pouvant résulter d'un accident de fusion du cœur avec les fréquences correspondantes et de contribuer à l'appréciation de la sûreté de l'installation dans son ensemble. Elles permettent de vérifier que les accidents qui pourraient conduire à des rejets importants dans l'environnement ont de très faibles fréquences estimées.

Les EPS de niveau 2 sont également utilisées pour apprécier l'intérêt de la mise en œuvre d'améliorations matérielles (notamment des améliorations de systèmes existants) ou procédurales 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 ainsi contribuer à la définition et la mise en place de systèmes pour prévenir les accidents graves et en limiter les conséquences ainsi qu'à l'amélioration des guides d'intervention en accident grave.

Enfin, elles peuvent également contribuer à identifier et à fixer les priorités en matière de programmes de recherche visant à améliorer la compréhension et la modélisation de la physique des accidents de fusion du cœur.

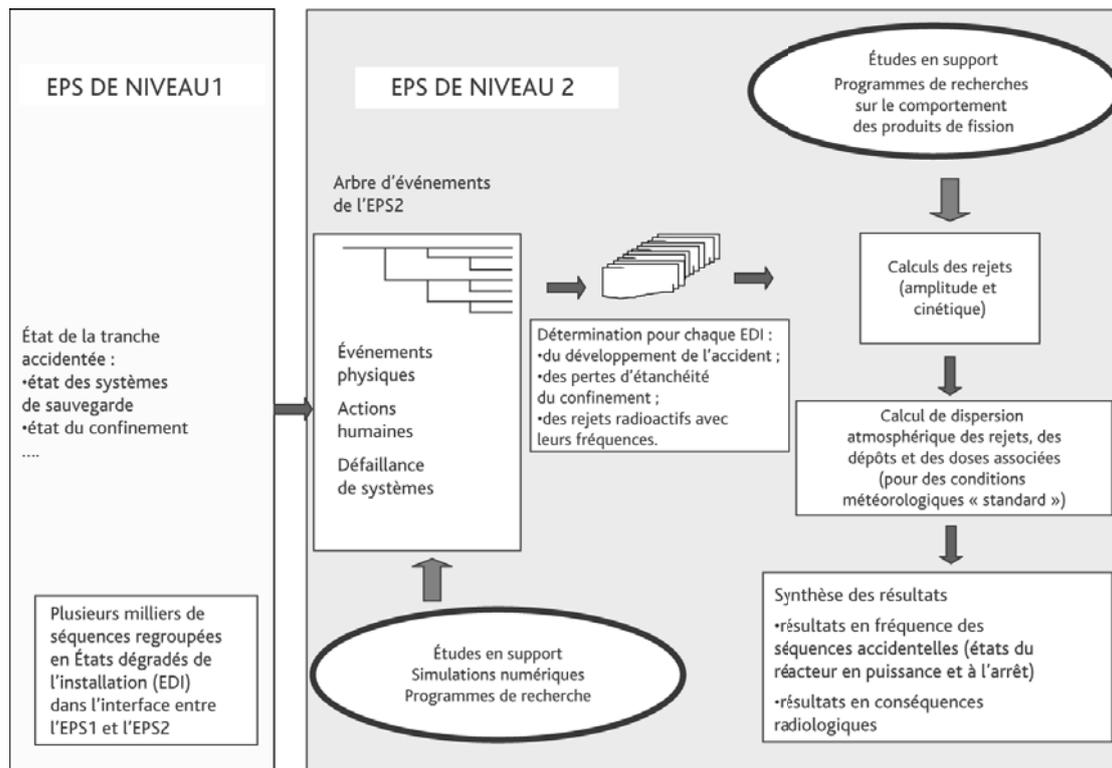


Figure 4.8. Méthode utilisée pour l'EPS de niveau 2 réalisée par l'IRSN pour les réacteurs de 900 MWe.

En France, EDF et l'IRSN ont développé en parallèle des EPS de niveau 2 pour les réacteurs de 900 MWe et, plus récemment, pour les réacteurs de 1 300 MWe. Les EPS réalisées par EDF sont les études de référence. Les EPS de niveau 2 ont notamment été utilisées, sur la période 2004-2009, pour le réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe. Dans la suite de ce paragraphe, sont présentés, à titre d'illustration, la méthode mise en œuvre à l'IRSN et des exemples d'application de l'EPS de niveau 2 des réacteurs de 900 MWe dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales de ces réacteurs. La méthode est présentée dans la figure 4.8 et décrite dans les paragraphes suivants.

#### 4.4.1. Modalités de réalisation des études probabilistes de sûreté de niveau 2

##### 4.4.1.1. L'interface avec l'EPS de niveau 1

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

- assurer la transmission des informations sur l'état de la tranche accidentée au terme de l'EPS de niveau 1 (notamment l'état des systèmes de sauvegarde, l'état du confinement, la pression du circuit primaire, etc.) 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 des séquences de l'EPS de niveau 1 (l'EPS de niveau 1 comporte en général plusieurs milliers de séquences), dès lors qu'elles conduisent à un développement ultérieur équivalent. Les séquences ayant le même jeu de variables d'interface sont regroupées au sein du même « état dégradé de l'installation » (EDI).

Les EDI retenus constituent les initiateurs des arbres d'événements de l'EPS de niveau 2. En fonction des modalités de réalisation de l'étude et du niveau de détail recherché, plusieurs dizaines à plusieurs centaines d'EDI peuvent être considérés dans la réalisation d'une EPS de niveau 2.

Par exemple, pour l'EPS de niveau 2 des réacteurs de 900 MWe (EPS2 REP900) réalisée par l'IRSN, un peu plus de 300 EDI ont été définis pour regrouper les séquences de l'EPS de niveau 1 menant à la fusion du cœur.

#### 4.4.1.2. L'arbre d'événements « accidents graves »

Le cœur de l'EPS de niveau 2 est constitué par un arbre d'événements qui permet de décrire l'ensemble des événements susceptibles d'influencer le développement de l'accident grave jusqu'aux rejets de substances radioactives dans l'environnement. Les événements de cet arbre peuvent correspondre :

- à des événements de nature physique (la dégradation du cœur et la formation d'un bain de corium, l'oxydation des gaines et la production d'hydrogène, l'apparition de brèches induites dans le circuit primaire pour les accidents en pression, une explosion de vapeur pouvant conduire à la défaillance de la cuve du réacteur et éventuellement de l'enceinte de confinement, l'échauffement direct des gaz de l'enceinte provoqué par une défaillance en pression de la cuve et conduisant à la défaillance de l'enceinte de confinement, l'érosion du radier en béton par le corium, une défaillance mécanique de l'enceinte de confinement, le relâchement de substances radioactives hors du cœur et leur transfert dans l'installation) ;
- à des actions humaines telles que la récupération d'un moyen d'injection d'eau pour refroidir le cœur ou le corium dans la cuve, la dépressurisation du circuit primaire, la récupération du refroidissement par les générateurs de vapeur, la mise en service du système d'aspersion dans l'enceinte de confinement, la mise en service du dispositif d'éventage-filtration de l'enceinte de confinement ainsi que des erreurs dans l'application du guide d'intervention en accident grave ;
- à des défaillances de systèmes.

L'arbre « d'événements » ainsi construit permet de déterminer, pour chaque EDI, les différentes possibilités de développement de l'accident, les éventuelles pertes d'étanchéité du confinement, et d'évaluer les rejets radioactifs correspondants avec leurs fréquences.

Les modèles associés aux événements permettent :

- d’attribuer des probabilités conditionnelles, notamment aux actions humaines (succès ou échec de l’action en fonction de la qualité des informations disponibles, des délais, de la complexité de la prise de décision et des actions à réaliser) ou aux défaillances des équipements ;
- de mettre à jour l’état de l’installation après occurrence de l’événement (par exemple, état d’étanchéité de l’enceinte de confinement après un phénomène énergétique).

Pour les événements physiques, des modèles sont élaborés principalement à partir de simulations numériques réalisées avec des outils tels que le logiciel intégré ASTEC présenté au chapitre 8 du présent ouvrage.

La quantification des événements nécessite ainsi la réalisation d’un grand nombre d’études en support (§ 4.4.1.4) visant à déterminer au mieux le comportement de l’installation.

Dans l’EPS2 REP900 réalisée par l’IRSN, une centaine d’événements est considérée, ce qui conduit à la quantification des fréquences de plusieurs milliers de séquences différentes.

De plus, un algorithme de Monte-Carlo est utilisé pour expliciter et évaluer les incertitudes lors de la quantification de l’arbre d’événements EPS2.

#### 4.4.1.3. Les catégories de rejets

L’évaluation des rejets radioactifs ne peut pas être menée pour chacune des séquences de l’EPS de niveau 2. Ces séquences sont donc regroupées de façon à obtenir un nombre limité de catégories de rejets, associées à un mode de défaillance du confinement ainsi qu’à une amplitude et à une cinétique des rejets radioactifs. L’amplitude des rejets peut alors être estimée en utilisant des codes de calcul des accidents graves, tels que ASTEC ou MAAP (voir chapitre 8), ou des modèles simplifiés développés spécifiquement pour les EPS de niveau 2.

Les différentes catégories de rejets et les fréquences associées constituent le résultat final d’une EPS de niveau 2.

#### 4.4.1.4. Les études menées en support à une EPS de niveau 2

La mise au point d’une EPS de niveau 2 nécessite la réalisation d’un grand nombre d’études en support pour pouvoir déterminer le développement des différentes séquences de l’EPS de niveau 2 et quantifier leurs fréquences. Le tableau 4.3 présente une liste indicative des sujets à étudier pour un réacteur à eau pressurisée.

Cette liste, élaborée dans le cadre du projet ASAMPSA2<sup>15</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 et

15. 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.

s'appuient largement sur les résultats des recherches menées dans le domaine des accidents graves. On se reportera aux différents chapitres ultérieurs du présent ouvrage pour de plus amples informations à ce sujet.

L'élaboration de l'arbre d'événements, la détermination des fréquences des différentes catégories de rejets radioactifs et la présentation des résultats de l'étude constituent une part moindre du travail, mais nécessitent la mise au point de méthodes adaptées aux applications envisagées pour l'EPS de niveau 2.

**Tableau 4.3.** Études nécessaires à la réalisation d'une EPS de niveau 2 pour un REP.

<b>Interface EPS niveau 1/niveau 2</b>
Regroupement des séquences de l'EPS1 en EDI conduisant au même type de développement ultérieur de l'accident grave, notamment en termes de mode de défaillance du confinement et d'importance des rejets. Étude des transitoires menant à la fusion du cœur.
<b>Évaluation probabiliste des facteurs humains (EPFH)</b>
Identification des actions humaines pouvant intervenir au cours de la séquence (actions prévues dans les guides d'intervention, support de l'organisation de crise, réparations de systèmes, etc.).
Quantification des probabilités d'échec des différentes actions de conduite prévues dans le cadre des procédures de conduite.
<b>Quantification des phénomènes physiques et des chargements qui en résultent pour l'enceinte de confinement</b> <b>Phase de développement de l'accident dans la cuve</b>
Définition et calcul de la thermohydraulique dans le circuit primaire pour chaque EDI.
Dégradation du combustible.
Rupture induite du circuit primaire, notamment de tubes de générateurs de vapeur en cas de fusion en pression.
Production d'hydrogène.
Reprise du refroidissement du cœur (réinjection d'eau dans le cœur).
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 du combustible, montée en pression dans la cuve, etc.).
Étude de la composition de l'atmosphère de l'enceinte de confinement (rôle des recombineurs d'hydrogène, de l'aspersion dans l'enceinte) et de la montée éventuelle de la pression dans cette enceinte.
Effet 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 associé au 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, perte d'étanchéité de l'enceinte de confinement).
Étude des conditions d'une « rupture » (défaillance mécanique) de la cuve (délai avant rupture, nature de la rupture, etc.).

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

<b>Quantification des phénomènes physiques et des chargements qui en résultent pour l'enceinte de confinement</b> <b>Phase consécutive à la « rupture » de la cuve, corium présent dans le puits de cuve</b>
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 en pression dans l'enceinte de confinement).
Évaluation de la production de gaz incondensables ( $H_2$ , CO, $CO_2$ , etc.) et de vapeur d'eau pendant l'interaction corium-béton.
Étude de l'évolution de la composition de l'atmosphère de l'enceinte 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'« éventage-filtration » de l'enceinte.

<b>Étude des performances en termes d'étanchéité du confinement</b>
Étude du taux de fuite initial (taux de fuite normal, défauts d'étanchéité éventuels de certains organes entre deux essais périodiques).
Étude de la fiabilité du système d'isolement de l'enceinte.
Évaluation des performances en termes d'étanchéité de l'enceinte de confinement dans les conditions d'un accident grave. <i>1 – Réponse mécanique de l'enceinte 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.</i> <i>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, etc.).</i>
Évaluation de l'étanchéité des traversées de l'enceinte de confinement dans les conditions d'un accident grave.
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 des bâtiments auxiliaires (ventilation, filtration, confinement dynamique, etc.).

<b>Étude du comportement des systèmes dans les conditions d'un accident grave</b>
Système de recirculation et de 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 grave).

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 grave).
Systèmes passifs (recombineurs d'hydrogène, etc.)
Système de récupération du corium pour EPR.
<b>Quantification des rejets radioactifs hors de l'enceinte de confinement</b>
Identification des paramètres clés pour l'évaluation des rejets radioactifs et définition des catégories de rejets.
Regroupement des isotopes des produits de fission (PF) par classe de volatilité (trois classes de volatilité sont considérées : les PF volatils, les gaz rares, les PF semi-volatils ou peu volatils, voir § 5.5 pour plus de détail) 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 intégraux comme ASTEC, MAAP ou MELCOR (voir le chapitre 8), ou utilisation de modèles simplifiés développés spécifiquement pour l'EPS2.
Calcul des conséquences radiologiques pour les catégories de rejets de l'EPS2 (optionnel en fonction du type de présentation des résultats de l'EPS2).

#### 4.4.2. Les applications des EPS de niveau 2

La réalisation d'une EPS de niveau 2 amène à constituer un ensemble d'études aussi complet que possible sur le comportement attendu d'une installation en cas de fusion du cœur du réacteur.

Ces études peuvent être utilisées en support à l'identification de voies d'amélioration de la sûreté des réacteurs, que ce soit en termes de conception ou en termes de conduite. Les résultats numériques des EPS de niveau 2 sont toutefois à utiliser avec beaucoup de prudence en y associant dans la mesure du possible une appréciation des incertitudes ainsi que des considérations sur la précision des hypothèses sous-jacentes (des simplifications peuvent être nécessaires pour une EPS2 au stade de la conception d'un réacteur alors que des études plus précises pourront être réalisées ultérieurement, une fois l'ensemble de la conception et des procédures de conduite achevé).

##### 4.4.2.1. Utilisation lors de l'analyse de sûreté

La règle fondamentale de sûreté (RFS) sur le développement et l'utilisation des EPS datant de 2002 [5] établit que des EPS, dénommées EPS de référence, doivent être réalisées par les exploitants des centrales électronucléaires et transmises à l'ASN. L'IRSN réalise alors un examen de ces EPS en s'appuyant notamment sur des études indépendantes de même type.

La première utilisation des EPS de niveau 2 dans l'analyse de sûreté a concerné, pour les réacteurs en exploitation, sur la période 2004-2009 le réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs EDF de 900 MWe (VD3 900). L'analyse des résultats de l'EPS de niveau 2 a permis de mettre en évidence les principales séquences contribuant au risque de rejets radioactifs et les points pour lesquels des évolutions de

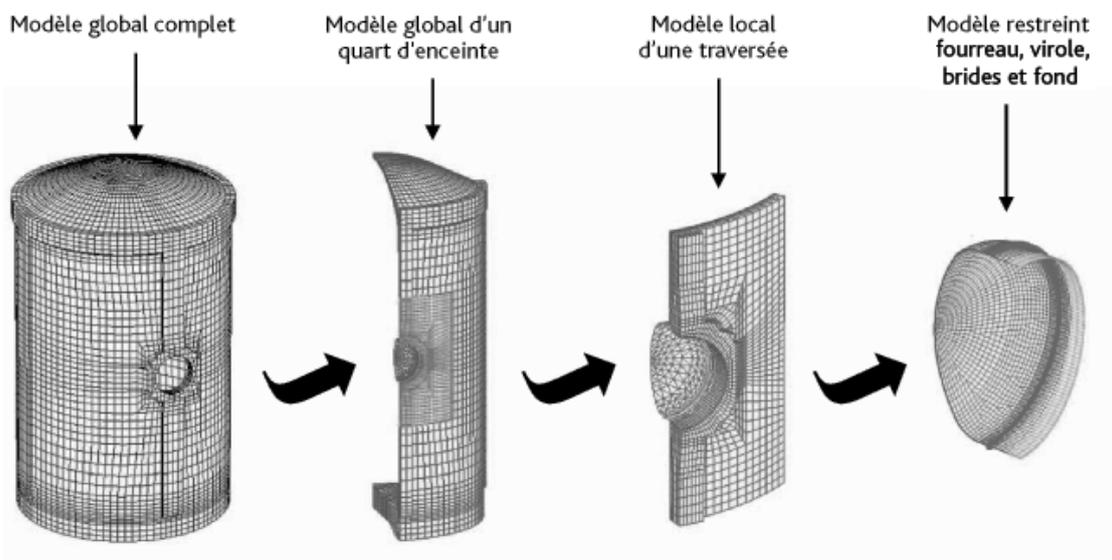
la conception ou de l'exploitation devaient être étudiées ou mises en œuvre. Quelques exemples sont décrits au paragraphe 4.4.2.2 ci-dessous.

Depuis cette première application, une EPS de niveau 2 a été réalisée pour le réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs EDF de 1 300 MWe (VD3 1300) sur la période 2010-2015 ; des EPS de niveau 2 sont prévues pour tous les réexamens suivants.

#### 4.4.2.2. Exemples d'application dans le cadre du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe

##### 4.4.2.2.1. Renforcement de la fermeture du tampon d'accès des matériels (TAM)

Les enceintes de confinement des réacteurs de 900 MWe ont été dimensionnées pour assurer leur tenue mécanique et leur étanchéité pour une pression interne absolue de l'ordre de 5 bars. Elles sont équipées d'une peau métallique interne dont le rôle est d'assurer l'étanchéité. La tenue mécanique et l'étanchéité des enceintes de confinement sont vérifiées périodiquement, notamment lors d'épreuves décennales (tests à 5 bars absolus en air, voir § 6.2). Compte tenu du rôle essentiel que peut jouer l'enceinte de confinement pour la maîtrise des accidents graves et de leurs conséquences, il est apparu opportun d'évaluer les limites ultimes de tenue mécanique des enceintes au-delà de leur pression de dimensionnement, ce qui 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 le comportement mécanique de ces enceintes (figure 4.9). Les résultats de ces recherches et études sont davantage détaillés dans le paragraphe 6.3 du présent ouvrage.



**Figure 4.9.** Exemple de modélisation des enceintes de confinement des tranches de 900 MWe (CPY) utilisée pour les études mécaniques détaillées de ces enceintes, illustrant notamment la modélisation fine réalisée pour la zone du tampon d'accès des matériels (TAM).

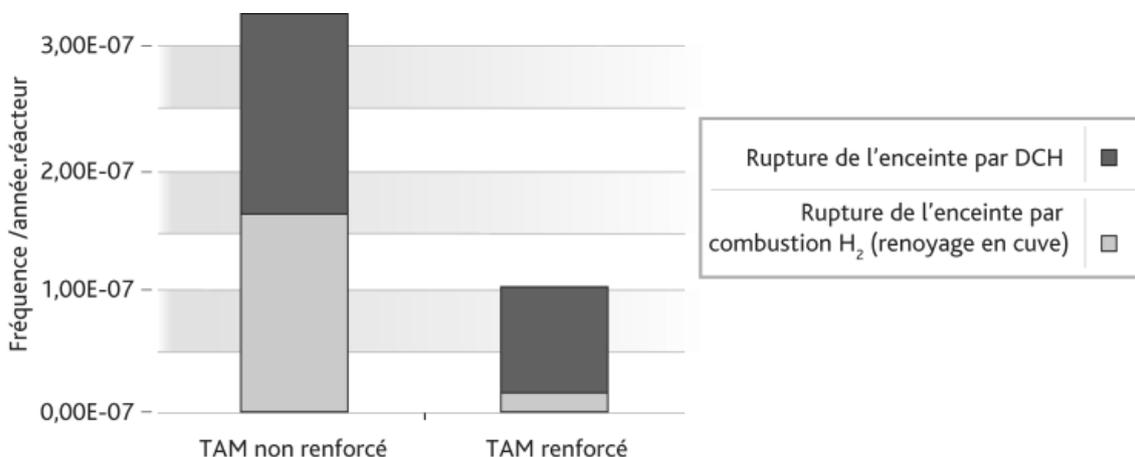
À partir des résultats d'essais de résistance mécanique réalisés sur des maquettes et des résultats de simulations numériques, il a été déduit par l'IRSN et par EDF que les parois des enceintes de confinement conservaient une tenue mécanique et une étanchéité satisfaisantes jusqu'à des pressions bien supérieures à leur pression de conception (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.

Dans le cadre du développement de son EPS de niveau 2 pour les REP de 900 MWe, l'IRSN a conduit des études mécaniques détaillées 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). Les résultats de ces études ont montré que, pour certains phénomènes pouvant survenir lors d'un accident grave (« échauffement direct des gaz de l'enceinte », en anglais « *Direct Containment Heating* » [DCH] après une défaillance mécanique de la cuve en pression, combustion d'hydrogène après un renoyage du cœur dans la cuve), les chargements calculés pouvaient mettre en défaut l'étanchéité du système de fermeture du TAM.

S'appuyant sur les résultats de ces études mécaniques, les EPS de niveau 2 ont mis en évidence que ces phénomènes énergétiques (DCH, combustion d'hydrogène) conduisant à une montée brutale de la pression interne dans l'enceinte de confinement contribuaient de manière significative au risque de rejets radioactifs.

Cette conclusion a conduit l'exploitant à décider de renforcer, lors des troisièmes visites décennales, le système de fermeture du TAM. Le renforcement prévu permettra de garantir l'étanchéité du TAM jusqu'à une pression de 8 bars absolus, ce qui est significativement supérieur à la pression de dimensionnement des enceintes.

La figure 4.10 présente les fréquences calculées dans le cadre de l'EPS2 REP900 de l'IRSN pour les accidents conduisant à une perte d'étanchéité du confinement



**Figure 4.10.** Effet du renforcement mécanique du système de fermeture du TAM sur la fréquence estimée des accidents conduisant à une perte d'étanchéité du confinement.

en cas de DCH ou de combustion hydrogène. Le gain apporté par le renforcement du système de fermeture du TAM (quelque  $10^{-7}$ /année.réacteur) est appréciable en termes de réduction du risque de rejets radioactifs liés à ces phénomènes énergétiques. Il faut souligner que la défaillance du TAM conduirait à des rejets directs dans l'environnement.

#### 4.4.2.2.2. Risque lié à une explosion de vapeur dans le puits de cuve

Les puits de cuve des réacteurs de 900 MWe ont des caractéristiques géométriques telles qu'une communication existe entre le puits de cuve et la partie supérieure de l'enceinte de confinement. Le fonctionnement du système d'aspersion dans l'enceinte conduirait donc à la présence d'eau dans le puits de cuve. En cas de fusion du cœur du réacteur et de défaillance mécanique de la cuve, le corium (à une température d'environ  $1\,700\text{ °C}$ ) pourrait alors s'écouler dans l'eau du puits de cuve, ce qui serait susceptible d'entraîner un phénomène explosif, dit explosion de vapeur.

Ce phénomène a été étudié dans le cadre de la réalisation par l'IRSN de son EPS2 REP900 en utilisant les logiciels MC3D (pour quantifier les phénomènes d'interaction corium-eau) et EUROPLEXUS (pour apprécier la tenue des structures). Les conclusions de l'étude montrent que, dans certaines conditions, l'explosion pourrait induire un ébranlement des structures internes suffisamment important pour porter atteinte à l'étanchéité de l'enceinte de confinement.

Les résultats obtenus dans le cadre de l'EPS2 REP900 ont également montré qu'il existe de fortes incertitudes sur la conclusion qui précède. La figure 4.11 montre les fréquences calculées des accidents susceptibles de conduire à des rejets importants et précoces et illustre les résultats obtenus en termes d'incertitudes sur les fréquences d'accident conduisant à une défaillance du confinement.

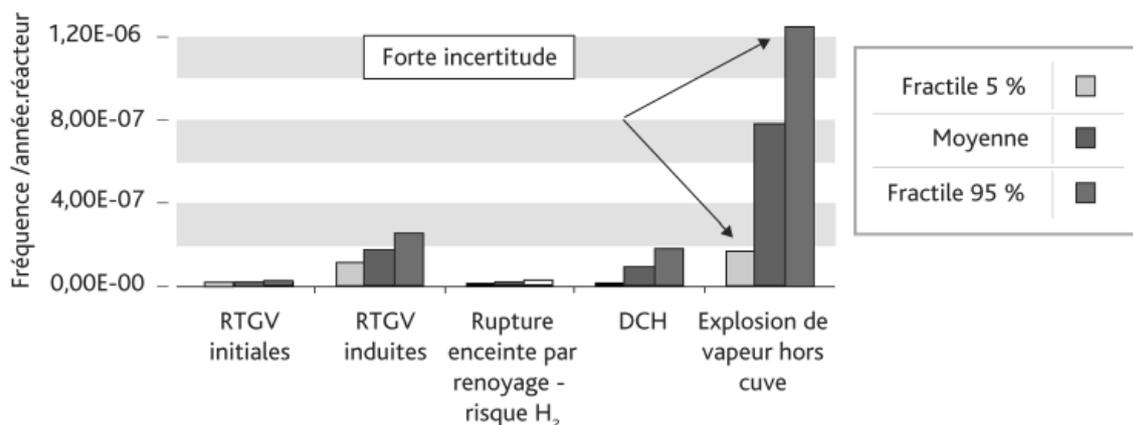


Figure 4.11. Quantification de la probabilité de défaillance du confinement – EPS2 REP900<sup>16</sup>.

16. RTGV : rupture de tube de générateur de vapeur. Les RTGV initiales (rupture d'un ou plusieurs tubes d'un générateur de vapeur, fragilisés par corrosion, fatigue ou usure) constituent un initiateur d'accident, les RTGV induites sont provoquées par une fusion du cœur en pression en cuve.

Les aspects positifs de la présence d'eau dans le puits de cuve (refroidissement de la cuve par l'extérieur, refroidissement du corium avant interaction avec le radier) doivent davantage être appréciés en vue de déterminer s'il convient de viser à noyer volontairement le puits de cuve en cas de fusion du cœur.

Aussi, compte tenu des effets positifs et négatifs possibles de la présence d'eau dans le puits de cuve, l'IRSN a estimé préférable d'attendre une consolidation des résultats des travaux de R&D concernant l'explosion de vapeur avant d'envisager une modification de la conception des réacteurs ou de leur exploitation en cas d'accident grave. Le bilan des avantages et des inconvénients des différentes stratégies envisageables de noyage du puits de cuve fait ainsi partie des sujets retenus dans le cadre des troisièmes visites décennales des réacteurs de 1 300 MWe (2010-2015).

#### **4.4.2.2.3. Détection de la défaillance mécanique de la cuve**

Après la fusion du cœur du réacteur, le corium coulant à très haute température dans le fond de la cuve pourrait endommager celle-ci et conduire à sa défaillance mécanique (traversée du fond de la cuve par le corium). Calculer la progression de l'endommagement de la cuve par le corium et le délai au bout duquel la défaillance de la cuve interviendrait est déterminant pour prédire le développement de l'accident.

Alors que, si 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, dans les autres cas, il existe de grandes incertitudes sur le délai avant défaillance de la cuve (voire sur l'existence même de cette défaillance).

Ces résultats ont conduit l'IRSN, dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux VD3 900, à recommander l'installation de moyens de détection de la défaillance de la cuve, destinés à aider les équipes techniques de crise à apprécier le développement de l'accident.

Dans ces conditions, l'ASN a demandé à EDF d'installer un thermocouple dans le puits de cuve lors des troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe pour être en mesure de détecter l'arrivée du corium dans ce puits de cuve et de garantir la disponibilité de ce thermocouple dans le temps.

#### **4.4.2.3. Le retour sur la R&D**

La réalisation d'une EPS de niveau 2 fait apparaître des sujets sur lesquels il serait opportun d'obtenir des résultats supplémentaires par la R&D (il s'agit de cas où l'appréciation de l'importance pour le développement de l'accident d'un ou plusieurs phénomènes ne paraît pas assez robuste pour que des conclusions opérationnelles claires puissent en être tirées).

Trois exemples sont développés ci-après.

#### 4.4.2.3.1. La stratégie de « gestion » d'un accident grave avant la défaillance de la cuve

Lors d'un accident grave, la défaillance du refroidissement du cœur peut conduire à la dégradation et à la fusion des crayons combustibles. Si les opérateurs ont la possibilité de remettre en service au cours de l'accident l'injection de sécurité et l'aspersion dans l'enceinte de confinement, deux actions peuvent être envisagées pour limiter la progression de l'accident :

- renvoyer de l'eau dans la cuve par l'injection de sécurité pour refroidir le combustible ;
- dépressuriser l'enceinte de confinement si nécessaire et rabattre les produits de fission par le système d'aspersion.

Des précautions doivent être prises dans la mesure où :

- renvoyer de l'eau dans la cuve sur un cœur dégradé peut conduire à accélérer la production d'hydrogène et à remettre en pression le circuit primaire ;
- dépressuriser l'enceinte à l'aide du système d'aspersion conduit aussi à rendre l'atmosphère de cette enceinte moins « inerte » ce qui augmente le risque de combustion de l'hydrogène (l'aspersion entraîne en effet la condensation de la vapeur présente dans l'atmosphère de l'enceinte ; or la vapeur a un effet « inertant »).

Ces actions de conduite et leurs conséquences possibles ont été étudiées en détail par l'IRSN et par EDF lors de la réalisation de leur EPS2 REP900 en vue de proposer des recommandations dans le guide d'intervention en accident grave. Ces études ont montré :

- qu'il existe un fort couplage entre les phénomènes (par exemple le démarrage du système d'aspersion dans l'enceinte, tout en diminuant la pression dans cette dernière, contribue aussi à limiter l'amplitude des pics de pression qui pourraient résulter d'une combustion d'hydrogène) ;
- qu'il est difficile, avec les outils de simulation disponibles, de prédire la production d'hydrogène, la montée en pression dans la cuve ainsi que la possibilité de refroidir le corium en cas de renoyage d'un cœur partiellement fondu dans la cuve.

Les conduites des appoints d'eau dans la cuve et de l'aspersion dans l'enceinte aujourd'hui recommandées dans le guide d'intervention en accident grave sont complexes à mettre en œuvre pour éviter les situations « à risque ». Les résultats de l'EPS de niveau 2 de l'IRSN confortent les préconisations du GIAG pour limiter le risque de défaillance du confinement pendant la fusion du cœur dans la cuve, mais montrent aussi qu'une attention particulière doit être portée aux possibilités d'erreurs humaines lors de l'application de ces préconisations. Seule une simplification des préconisations du GIAG permettrait de réduire les possibilités d'erreurs humaines.

Devant ce constat, l'IRSN a engagé, avec le soutien d'EDF, deux programmes de R&D en vue d'obtenir des connaissances plus précises sur le renoyage d'un cœur

partiellement dégradé ou fondu dans la cuve et sur le « risque hydrogène » en cas d'utilisation du système d'aspersion dans l'enceinte de confinement et de développer les modèles associés :

- un programme sur le renoyage d'un cœur dégradé avec formation d'un lit de débris solides dans la cuve (configuration qui a été observée dans la cuve du réacteur accidenté de Three Mile Island après l'accident, voir § 7.1) ; ce programme comprendra des expérimentations dans le dispositif PEARL conçu par l'IRSN, ainsi que le développement de modèles pour le logiciel ASTEC, visant à vérifier s'il est possible de refroidir des lits de débris de propriétés variables (taille des débris, homogénéité et porosité du lit de débris, etc.). Ce programme est décrit plus en détail au paragraphe 5.4.1 ;
- le programme ENACEFF (avec le CNRS), qui comprend des essais visant à mieux caractériser les situations de combustion d'hydrogène en présence de gouttelettes provenant du fonctionnement de l'aspersion dans l'enceinte. L'objectif est de déterminer l'effet des gouttelettes sur l'accélération de la flamme en cas de combustion d'hydrogène et de vérifier si cette accélération peut conduire à une transition vers la détonation. Ce programme est décrit davantage en détail au paragraphe 5.2.2.

#### 4.4.2.3.2. Stratégie de « gestion » d'un accident grave après défaillance de la cuve

Comme cela a été expliqué ci-dessus, les études menées par l'IRSN en support de l'EPS de niveau 2 pour les REP de 900 MWe ont fait apparaître une probabilité de défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement en cas d'explosion de vapeur dans le puits de cuve mais également de fortes incertitudes sur l'occurrence de ce phénomène.

Des marges vis-à-vis du maintien de l'étanchéité du confinement existent peut-être du fait de la résistance mécanique des structures de génie civil, mais le recours à des modèles plus précis (tridimensionnels) et validés est nécessaire pour les apprécier.

Par ailleurs, les effets positifs possibles de la présence d'eau dans le puits de cuve sont encore mal déterminés. Il est en effet aujourd'hui difficile d'apprécier dans quelle mesure l'eau présente dans le puits de cuve permettrait de refroidir le corium et d'éviter la traversée du radier par celui-ci.

Seules des avancées en termes de connaissances pourraient permettre de répondre de manière plus précise à ces questions. C'est pourquoi l'IRSN est impliqué :

- dans des programmes qui visent à mieux caractériser les phénomènes intervenant en cas d'explosion de vapeur, grâce à des essais dans les installations KROTOS (CEA) et TROI (KAERI) (§ 5.2.3). Le programme SERENA 2 de l'OCDE sur le sujet s'est terminé fin 2012 mais les enseignements tirés de ce programme montrent que la R&D reste nécessaire pour mieux apprécier les effets d'une explosion vapeur sur l'étanchéité et l'intégrité des enceintes de confinement ;
- dans le développement et la qualification du logiciel MC3D (*idem*) ;

- dans la réalisation de simulations 3D de la résistance mécanique des structures attenantes au puits de cuve ;
- dans des programmes expérimentaux visant à mieux apprécier l'interaction entre le corium et le béton des radiers des enceintes de confinement (essais VULCANO [CEA], MCCI [ANL], etc.) et le développement d'outils de simulation (§ 5.3).

#### 4.4.2.3.3. Le comportement des recombineurs d'hydrogène en cas d'accident grave

Avant leur installation dans les réacteurs en exploitation, les recombineurs autocatalytiques passifs d'hydrogène ont fait l'objet de programmes de qualification, notamment par leurs constructeurs, pour vérifier leur efficacité dans les conditions d'un accident de fusion du cœur. Certains essais menés par l'IRSN ont montré que, si le mélange gazeux au voisinage du recombineur est inflammable, les températures élevées des plaques de catalyseur du recombineur, dues à la réaction de recombinaison de l'hydrogène avec l'oxygène, pouvaient conduire au démarrage d'une réaction de combustion d'hydrogène. L'IRSN a estimé nécessaire de déterminer les conditions pouvant permettre une telle combustion et de mieux apprécier le risque d'inflammation de l'atmosphère de l'enceinte de confinement par les recombineurs ainsi que les conséquences sur l'étanchéité de l'enceinte de confinement. La possibilité d'initier une combustion d'hydrogène au niveau des recombineurs fait l'objet d'études et de programmes de recherches complémentaires dans le cadre de l'OCDE et du réseau SARNET. Davantage de détails sur ces programmes de recherches sont présentés au paragraphe 5.2.2.

#### 4.4.3. Conclusion sur les EPS de niveau 2

Les connaissances sur les accidents graves et les outils d'études et de simulation de ces accidents ont considérablement progressé en France au cours des années 1990-2013, de même que le développement d'EPS de niveau 2. L'orientation suivie par l'IRSN a été de privilégier la réalisation d'études réalistes dans l'objectif de déterminer les domaines prioritaires d'amélioration des installations ou de leur exploitation. Le réalisme de ces études progresse avec les avancées des programmes de recherche. De cette façon, les EPS de niveau 2, tout comme les codes pour les accidents graves présentés au chapitre 8, contribuent à intégrer les connaissances les plus avancées pour apprécier la sûreté des installations.

Dans le domaine des EPS de niveau 2, et de façon plus générale dans celui des accidents graves, les discussions et collaborations internationales ont aujourd'hui une grande importance parce qu'elles permettent de conforter les méthodes, les études et leurs conclusions [6], d'atteindre un consensus international sur les priorités en termes de R&D [7] et de partager le financement et les résultats de programmes de R&D complexes.

Les applications des EPS de niveau 2 pour l'analyse de sûreté ont débuté avec le réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe et vont se développer avec le réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales

des réacteurs de 1 300 MWe et l'examen du dossier d'autorisation de mise en service du réacteur EPR Flamanville 3.

Des efforts sont également en cours à l'IRSN afin d'élargir le champ d'application des EPS aux agressions externes telles que les inondations et les séismes ; les événements qui ont conduit à l'accident de Fukushima Daiichi montrent que ces développements sont nécessaires pour mieux apprécier les risques sur les installations nucléaires.

## Références

- [1] N. Rasmussen *et al.*, *Reactor Safety Study*, WASH-1400, Washington D.C., US NRC, 1975.
- [2] (a) The 2007 Recommendations of the International Commission of Radiological Protection, ICRP Publication 103, *Annals of ICRP* **37** (2-4), 2007.  
(b) Application of the Commission's Recommendations for the Protection of People in Emergency Exposure Situations, ICRP Publication 109, *Annals of ICRP* **39** (1), 2009.
- [3] Arrêté du 20 novembre 2009 portant homologation de la décision n° 2009-DC-0153 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 18 août 2009 relative aux niveaux d'intervention en situation d'urgence radiologique, NOR : SASP0927660A.  
Accessible sur <http://www.legifrance.gouv.fr>
- [4] Décret n°2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche), NOR: INDI0700460D, version consolidée au 11 avril 2007. Accessible sur <http://www.legifrance.gouv.fr>
- [5] ASN – Règle fondamentale de sûreté n° 2002-01 - Développement et utilisation des études probabilistes de sûreté pour les réacteurs nucléaires à eau sous pression. <http://www.asn.fr/index.php/S-informer/Actualites/2002/Regle-fondamentale-de-surete-RFS-n-2002-01>
- [6] E. Raimond, S. Güntay, C. Bassi, D. Helton, A Lyubarskiy, Some international efforts to progress in the harmonization of Level 2 PSA development and their applications (European (ASAMPSA2), US NRC, OECD-NEA and IAEA activities), OECD/NEA Workshop on Implementation of Severe Accident Management Measures (ISAMM 2009), Switzerland.
- [7] (a) T. Albiol *et al.*, SARNET: Severe accident research network of excellence, *Progress in Nuclear Energy* **52**, 2-10, 2010.  
(b) B. Schwinges *et al.*, Ranking of severe accident research priorities, *Progress in Nuclear Energy* **52**, 11-18, 2010.