

Chapitre 17

Étude et prise en compte des accidents de fusion du cœur

Un accident de fusion du cœur d'un réacteur nucléaire à eau sous pression est un accident au cours duquel le combustible du réacteur est significativement dégradé avec une fusion plus ou moins étendue du cœur du réacteur. Le chapitre 9 consacré aux accidents de perte de réfrigérant primaire décrit un scénario susceptible de provoquer une certaine dégradation des gaines des crayons combustibles, mais l'intervention des systèmes de protection et de sauvegarde permet de limiter l'ampleur de la dégradation. Si, en revanche, des défaillances viennent affecter ces systèmes, l'accident peut conduire à une fusion du cœur du fait de l'absence prolongée de refroidissement du cœur. C'est un type d'accident qui, en raison des dispositions de prévention mises en place et de limitation des conséquences des accidents, ne peut survenir qu'à la suite d'une accumulation de dysfonctionnements (défaillances multiples, humaines ou matérielles).

En 1979, l'accident du réacteur n° 2 de la centrale de Three Mile Island aux États-Unis (voir le Chapitre 32) a montré que des cumuls de défaillances étaient effectivement susceptibles de conduire à un accident de fusion du cœur. Cet accident n'a heureusement eu que des conséquences très limitées dans l'environnement grâce au renoyage du cœur intervenu au bout de quelques heures, évitant ainsi la percée de la cuve par le cœur fondu, et au bon comportement de l'enceinte de confinement.

En 1986, l'accident de Tchernobyl (voir le chapitre 34) est venu illustrer la possibilité d'une destruction du cœur d'un réacteur en cas d'apport excessif de réactivité. Il a conduit à étudier de façon plus détaillée les risques d'accidents de réactivité

dans les réacteurs à eau sous pression, de façon à déterminer, en tant que de besoin, des dispositions complémentaires permettant de les rendre hautement improbables, voire physiquement impossibles. Ce sujet n'est que succinctement évoqué dans le présent chapitre; il sera développé au chapitre 35.

En 2011, des agressions externes (séisme suivi d'un tsunami), d'une ampleur supérieure à celle qui a été retenue pour déterminer la hauteur de la digue de protection des installations ont entraîné la fusion du cœur de plusieurs réacteurs de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi au Japon; cet accident a conduit à des rejets importants de substances radioactives dans l'environnement du fait de la fusion du cœur de ces réacteurs et des défaillances subséquentes de leur confinement.

Si les rejets dans l'environnement provoqués par l'accident de Three Mile Island ont *in fine* été très faibles, les responsables de la centrale et les autorités locales et fédérales se sont demandé pendant plusieurs jours comment les choses pourraient évoluer et s'il fallait évacuer des populations. Il est en tout état de cause apparu indispensable de se préparer, en France comme ailleurs, à la gestion de telles situations, malgré l'amélioration des dispositions prises pour les éviter.

Si la dégradation du cœur ne peut pas être arrêtée dans la cuve du réacteur par refroidissement du cœur dégradé (renoyage dans la cuve), l'accident peut conduire à terme à une défaillance du confinement et à des relâchements importants de substances radioactives dans l'environnement. En raison des conséquences importantes d'un tel rejet, illustré par l'accident précité de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, des efforts importants ont été et sont encore consacrés à l'étude des accidents de fusion du cœur, dans le but de mieux les prévenir et d'en limiter les conséquences.

Les réacteurs des différents paliers standardisés du parc électronucléaire (réacteurs de 900 MWe, de 1300 MWe et de 1450 MWe), pour lesquels une fusion du cœur n'a pas été retenue dans leurs bases de conception, ont bénéficié au fil du temps d'améliorations. Dorénavant, les accidents de fusion du cœur sont pris en compte dans les bases de conception de réacteurs de nouvelle génération tels que le réacteur EPR.

De façon générale, les efforts visent d'une part à améliorer la confiance que l'on peut avoir dans le comportement du confinement et le comportement lui-même du confinement, même dans des conditions très éloignées de celles qui ont été retenues pour sa conception, d'autre part à disposer d'outils de prévision des évolutions possibles de la situation, des rejets correspondants et de leurs transferts dans l'environnement dans les conditions précises de l'accident, de telle sorte que les responsables soient en mesure de prendre en temps utile les décisions les mieux adaptées à la protection des personnes et de l'environnement. Ce sont les sujets qui sont abordés dans la suite de ce chapitre.

Avant même de traiter du comportement du confinement, il convient de rappeler les phénomènes physiques successifs qui sont susceptibles de se produire dans un réacteur de puissance à eau sous pression lors d'un accident de fusion du cœur.

17.1. Dégradation du cœur et défaillance de la cuve

Depuis le rapport Rasmussen, des études probabilistes de sûreté ont mis 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. On peut citer par exemple :

- **l'instant où survient la fusion du cœur**, qui conditionne la puissance résiduelle correspondante, donc la cinétique globale du déroulement ultérieur de l'accident;
- **la pression dans le circuit primaire lors de la fusion du cœur**: en particulier les accidents avec 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 dernière;
- **le niveau de sous-criticité du cœur du réacteur**;
- **l'état de l'enceinte de confinement** (et de ses extensions): celle-ci peut être isolée ou il peut exister un « contournement » (bypasse) de l'enceinte (par exemple dans le cas d'une fuite de réfrigérant primaire par une brèche située à l'extérieur de l'enceinte) ou encore son étanchéité peut être insuffisante (par exemple un défaut de fermeture du tampon d'accès des matériels – TAM).

Compte tenu des similitudes ainsi mises en évidence concernant 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 tel accident; ils sont présentés de manière synthétique dans ce qui suit⁵⁴⁹.

17.1.1. Dénoyage du cœur

Comme cela a été indiqué plus haut, de multiples « scénarios » d'événements peuvent conduire à une fusion du cœur dans un cœur de réacteur à eau sous pression. À titre illustratif, on se limitera dans la suite du présent chapitre aux scénarios ayant

549. Le lecteur pourra par ailleurs se reporter à l'ouvrage « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances », D. Jacquemain *et al.*, Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2013.

comme origine (événement initiateur) une brèche du circuit primaire, type d'accident amplement décrit dans le chapitre 9.

Le début de dénoyage du cœur correspond au moment où, du fait de la perte de réfrigérant primaire, les crayons combustibles ne sont plus totalement noyés dans le fluide réfrigérant.

Selon l'état initial du réacteur, l'événement initiateur de la séquence accidentelle, les éventuelles défaillances des systèmes et erreurs de conduite, le dénoyage du cœur peut intervenir au bout de quelques minutes ou de plusieurs heures, voire de plusieurs jours après l'événement initiateur. Le dénoyage du cœur ne mène à sa fusion que s'il n'est pas possible de rétablir suffisamment rapidement un refroidissement pérenne.

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

Les situations amenant à un dénoyage prolongé du cœur peuvent être classées en différentes catégories selon la pression dans la cuve à ce moment-là :

- les brèches du circuit primaire qui conduisent à un dénoyage du cœur sous une pression relativement basse, inférieure à environ 15 à 20 bars (ordre de grandeur) ;
- les défaillances du refroidissement du circuit primaire par les lignes secondaires des générateurs de vapeur ou la défaillance mécanique de la cuve qui résulterait d'une remontée en pression due à un renoyage tardif d'un cœur dégradé, qui conduisent à un dénoyage du cœur sous haute pression, supérieure à environ 15 à 20 bars (ordre de grandeur).

Le développement et les conséquences de l'accident vont différer selon la pression dans la cuve lors du dénoyage du cœur et le moment où intervient la défaillance mécanique de la cuve. Dans la pratique, on parle d'accident de fusion en pression lorsque la pression dans la cuve, au moment de sa défaillance, est supérieure à environ 15 à 20 bars.

17.1.2. Dégradation du combustible

La partie dénoyée du cœur s'échauffe sous l'effet de la puissance résiduelle.

Les gaines 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.

Si la pression dans la cuve est inférieure à la pression interne des crayons combustibles, les gaines gonflent puis se rompent. Si la pression dans la cuve est supérieure à la pression interne des crayons combustibles, les gaines s'écrasent contre les pastilles de combustible, ce qui favorise la formation d'un eutectique $\text{UO}_2\text{-Zr}$ qui fond vers 1200 °C à 1400 °C.

Dans les deux cas, les produits de fission (PF) volatils accumulés entre les pastilles de combustible et les gaines sont relâchés dans le circuit primaire.

Le zirconium des gaines s'oxyde au contact de la vapeur d'eau surchauffée. La réaction d'oxydation débute vers 1200 °C et la vitesse de réaction augmente très rapidement avec la température à partir de 1500 °C. Or :

- cette réaction est très exothermique et libère localement une puissance supérieure à la puissance résiduelle du combustible; si le refroidissement est insuffisant pour évacuer cette puissance, la température des matériaux augmente et avec elle la vitesse de la réaction d'oxydation: on qualifie ce phénomène d'« emballement de la réaction d'oxydation »;
- la réaction libère de l'hydrogène⁵⁵⁰ dans le circuit primaire puis dans l'enceinte de confinement (par la brèche); la présence d'hydrogène entraîne une réduction de la capacité de refroidissement des générateurs de vapeur et un risque de combustion, voire d'explosion, d'hydrogène dans l'enceinte de confinement;
- les gaines se fragilisent, ce qui accroît leur vulnérabilité en cas de choc thermique.

De plus, lorsque la température des pastilles de combustible augmente, la cinétique de relâchement des produits de fission à partir de ces pastilles augmente.

Succinctement, les phénomènes principaux qui se produisent lors de la dégradation du cœur sont :

- entre 900 °C et 1800 °C, la fusion ou la vaporisation des constituants métalliques du cœur (composants des barres absorbantes, acier des structures, alliage de zirconium des gaines non oxydé);
- au-delà de 1800 °C, la fusion des autres constituants du cœur (oxydes...).

Il faut atteindre des températures de l'ordre de 2800 °C pour que se produise la fusion de l'oxyde d'uranium lui-même; toutefois, l'existence d'eutectiques de l'oxyde d'uranium avec le zirconium et l'acier peut entraîner des coulées de matériaux fondus à des températures plus basses. Cela conduit à un effondrement d'abord local puis général du cœur avec formation d'un « corium », mélange de combustible et de matériaux des structures fondus et mélangés, maintenu en fusion par le dégagement de la puissance résiduelle due à la décroissance radioactive des produits de fission qui y sont retenus.

La quasi-totalité des produits de fission les plus volatils ont alors été relâchés du combustible.

550. L'oxydation d'un kilogramme de zirconium produit environ 0,5 m³ d'hydrogène à température et pression normales. Compte tenu des quantités de zirconium présentes dans les différents types d'installation, cela correspond à la production d'un kilogramme environ d'hydrogène par MWe.

17.1.3. Défaillance du circuit primaire

► Défaillance du fond de la cuve

L'effondrement des éléments constitutifs du cœur dans le fond de la cuve peut entraîner, par des effets thermomécaniques, la défaillance de celle-ci dans un délai de quelques dizaines de minutes à quelques heures. Ce délai est fonction de la masse de corium dans le fond de la cuve, de la puissance dégagée en son sein et de la présence ou non d'eau permettant d'évacuer, par vaporisation, une partie de cette puissance.

► Rupture de structures du circuit primaire

Lors de la fusion du cœur, 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, peuvent être soumises à un phénomène de fluage et se rompre, tel les tubes des générateurs de vapeur (rupture « induite », voir ci-après).

17.1.4. Phénomènes pouvant conduire à une défaillance précoce du confinement

► Rupture « induite » de tubes de générateurs de vapeur

Une rupture « induite » de tubes de générateurs de vapeur conduirait à des rejets directs de produits de fission dans l'environnement par les soupapes de sûreté des circuits secondaires (à titre d'exemple, ces soupapes sont tarées à 76 bars pour les réacteurs de 900 MWe).

► Échauffement direct des gaz de l'enceinte

Si le circuit primaire est en pression au moment de la défaillance de la cuve, il peut y avoir fragmentation et dispersion d'un jet de corium dans l'enceinte de confinement, produisant une brusque augmentation de la pression par transfert très rapide de la chaleur contenue dans le corium fondu à l'atmosphère gazeuse de l'enceinte. Ce phénomène est appelé « échauffement direct des gaz de l'enceinte ». Il peut également entraîner la combustion de l'hydrogène présent dans l'enceinte de confinement.

► « Risque hydrogène »

Le « risque hydrogène » correspond à la possibilité d'une défaillance de l'intégrité de l'enceinte de confinement du réacteur lors d'une combustion d'hydrogène. L'hydrogène provient, on l'a vu, de l'oxydation du zirconium des gaines des crayons combustibles et des matériaux des structures métalliques du cœur lors de sa dégradation, ainsi que de l'oxydation des métaux présents dans le corium ou dans les armatures

métalliques de renfort du radier en béton lors de l'interaction entre le corium et le béton (voir le paragraphe 17.1.5). L'hydrogène ainsi produit s'accumule dans l'enceinte de confinement et peut atteindre localement des concentrations qui dépassent le seuil d'inflammabilité du mélange gazeux $H_2 + O_2$ (air) + H_2O (voir la figure 17.1).

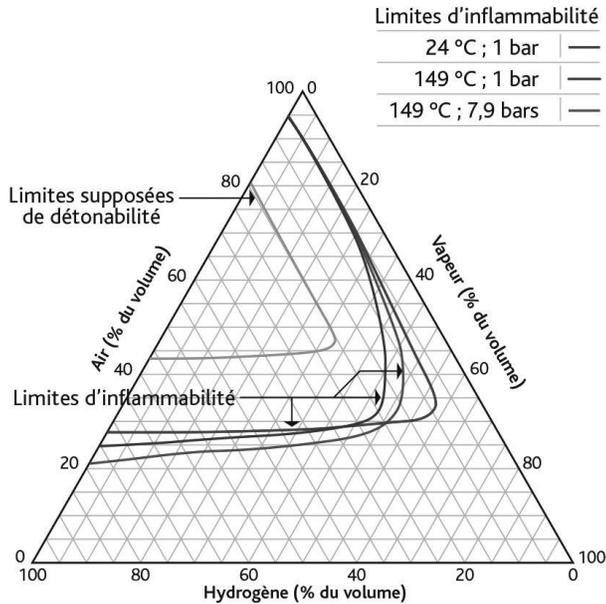


Figure 17.1. Le diagramme de Shapiro, donnant les limites d'inflammabilité d'un mélange hydrogène-eau-air (les limites indiquées de détonabilité ont été remises en cause par des études ultérieures). IRSN.

► 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 peut entrer en interaction (de nature thermodynamique) avec l'eau, soit au fond de la cuve en cas de coulée (« relocalisation ») de corium fondu dans cette zone, soit dans le puits de cuve en cas de défaillance 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.

► Autres cas

Il convient aussi de mentionner le cas de défaillances du confinement préexistantes, qui peuvent conduire à des rejets précoces importants (par exemple un défaut d'étanchéité au niveau d'une traversée de l'enceinte de confinement).

17.1.5. Phénomènes pouvant conduire à une défaillance différée du confinement

Lorsque du 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.

Cette décomposition entraîne l'érosion progressive du radier, l'incorporation dans le corium de constituants du béton (par exemple, des oxydes de calcium et de la silice) et la production de gaz carbonés, principalement du monoxyde de carbone et du dioxyde de carbone. De l'hydrogène peut également être produit par oxydation des matériaux métalliques non encore oxydés présents dans le corium ou provenant de la fusion des armatures métalliques du béton du radier. L'interaction entre le corium et le béton contribue ainsi au risque de défaillance du confinement par fissuration ou percement du radier (si ce dernier est érodé de façon importante) et au risque de combustion par la production d'hydrogène et de monoxyde de carbone (gaz également inflammable).

Pour les réacteurs français, les évaluations des cinétiques de percement des radiers réalisées pour les différents réacteurs en tenant compte de l'épaisseur du béton du radier et du type de béton employé (siliceux ou silico-calcaire) avaient permis, sur la base des connaissances disponibles en 2015 sur l'interaction corium-béton, de considérer qu'il n'y aurait pas de percement de radier avant 24 heures – y compris pour les deux réacteurs de Fessenheim dont les radiers ont été épaissis (voir le paragraphe 30.4.5). Toutefois, en 2019, dans le cadre de l'instruction des études présentées par Électricité de France sur la maîtrise des accidents de fusion du cœur après le déploiement des modifications post-Fukushima, l'IRSN a estimé que, compte tenu des connaissances disponibles, des incertitudes subsistaient sur les phénomènes complexes régissant la stabilisation d'un corium dans le cas des radiers en béton très siliceux, qui font encore l'objet de travaux de recherche importants.

17.2. Les modes de défaillance du confinement

Comme cela a été indiqué au chapitre 14, le professeur Norman C. Rasmussen du Massachusetts Institute of Technology a dirigé de 1972 à 1975, à la demande de l'autorité de sûreté américaine, une étude scientifique des risques induits par l'utilisation de réacteurs nucléaires de puissance (réacteurs à eau sous pression ou réacteurs à eau bouillante) – avec une comparaison à d'autres sources de risques pour les populations (météorites par exemple). Cette étude 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.

Publié en 1975 sous les références WASH 1 400 et NUREG 75-014, le rapport correspondant 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).

Dans ce rapport, Norman C. Rasmussen a introduit une classification des modes possibles de défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement (figure 17.2) qui est toujours utilisée. On y trouve cinq modes principaux :

- le **mode α** : il vise l'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 β** : défaut d'étanchéité de l'enceinte de confinement, présent au début de l'accident ou rapidement induit par celui-ci ;
- le **mode γ** : explosion d'hydrogène dans l'enceinte de confinement, conduisant à la perte de son étanchéité ;
- le **mode δ** : mise en surpression lente de l'enceinte de confinement, conduisant à la perte de son étanchéité ;
- le **mode ε** : attaque du radier en béton par le corium, conduisant au percement du radier et donc à la perte de l'étanchéité de l'enceinte de confinement.

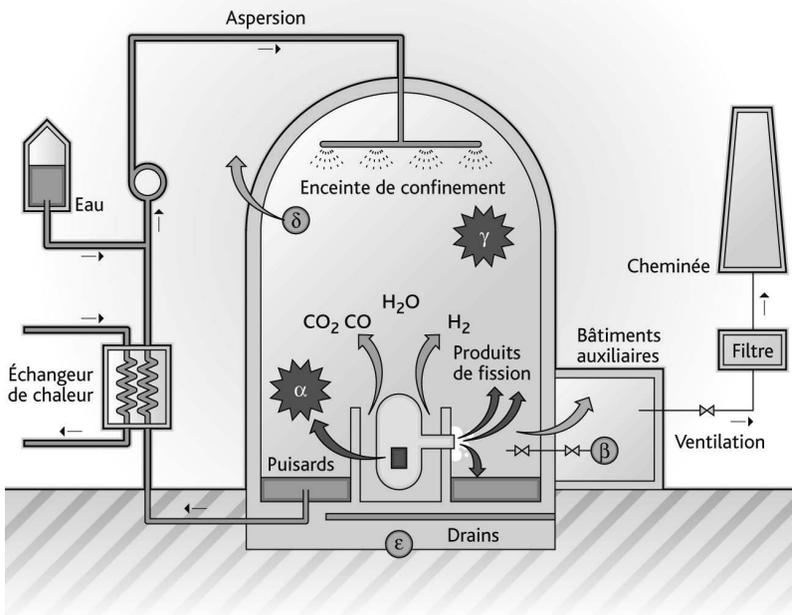


Figure 17.2. Représentation schématique des modes possibles de défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement (événement initiateur: brèche du circuit primaire), d'après le rapport Rasmussen. Georges Goué/Médiathèque IRSN.

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

Les scénarios décrits conduisant à une défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement correspondent, à l'exception du mode β , à des accidents avec fusion du cœur à plus ou moins long terme, entraînant la défaillance mécanique de la cuve du réacteur.

D'autres modes de défaillance ont été identifiés postérieurement à la diffusion du rapport Rasmussen, notamment, au début des années 1980, la possibilité d'une défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement par « échauffement direct des gaz de l'enceinte » (voir plus haut).

Sans attendre, l'exploitation du rapport Rasmussen pour la sûreté des réacteurs français a été engagée dès 1975. Elle a, en premier lieu, été essentiellement orientée vers la recherche de dispositions permettant de limiter les conséquences des accidents de fusion du cœur. Mais, à la suite de l'accident de Three Mile Island, il est apparu indispensable de réfléchir aux dispositions et aux moyens qui permettraient de traiter un accident de fusion du cœur de manière approfondie. 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 mener des études et à entreprendre des travaux de recherche et développement pour améliorer les connaissances sur la physique de ce type d'accident⁵⁵¹. Parmi les dispositions et les moyens mis en place, citons la mise en œuvre de procédures spécifiques (il s'agira des procédures dites H [« hypothétiques »], visant la prévention d'une fusion du cœur et de procédures dites U [« ultimes »] visant la limitation des conséquences d'une fusion du cœur⁵⁵²) et une nouvelle organisation de la conduite, l'amélioration de la prise en compte du retour d'expérience et le développement d'outils de simulation et de moyens utilisables dans les situations d'urgence.

Une meilleure connaissance du comportement des enceintes de confinement dans des conditions très éloignées de celles qui avaient été retenues pour leur conception même – qui est déterminant pour les conséquences d'un accident de fusion du cœur –, 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.

551. Le lecteur pourra aussi consulter l'ouvrage « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », chapitre 5, J. Couturier & M. Schwarz, Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, avril 2017.

552. Les différentes procédures U sont précisées au paragraphe 17.8 ainsi qu'au chapitre 33 relatif à la conduite incidentelle et accidentelle.

Des études (voir également le chapitre 14) ont donc été entreprises tant par Électricité de France que par l'IPSN pour :

- étudier les modes possibles de défaillance de l'enceinte de confinement et déterminer les moyens d'y faire face dans les meilleures conditions possibles,
- déterminer les rejets dans l'environnement correspondant à différents scénarios de référence d'accident de fusion du cœur (voir le paragraphe suivant).

Les enseignements de ces travaux ont conduit Électricité de France à mettre en place dans les réacteurs des dispositions spécifiques (bouchage des passages dans le puits de cuve, installation du « filtre à sable » associé à la procédure dite U5...); ils lui ont aussi servi de base à la rédaction, pour chacun des paliers de réacteurs, d'un guide d'intervention en accident grave (GIAG), qui préconise les actions spécifiques à mettre en œuvre en cas d'accident grave pour assurer, le plus longtemps possible, le meilleur confinement possible des substances radioactives (passage d'un objectif de prévention de la fusion à un objectif de maintien du confinement).

De leur côté, les pouvoirs publics français ont étudié et mis en place des dispositions pour la protection des populations autour des sites nucléaires – précisées dans les plans particuliers d'intervention (PPI) –, en complément des dispositions générales relevant du dispositif ORSEC⁵⁵³ (voir le chapitre 38).

L'accident survenu en 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, qui a conduit à la fusion de trois cœurs de réacteur, avec des rejets importants, a conduit à réévaluer en profondeur l'efficacité des dispositions déjà prises en matière de prévention et de limitation des conséquences d'un accident de fusion du cœur dans les réacteurs français et à chercher à les renforcer, avec une attention particulière aux accidents susceptibles de survenir dans les bâtiments abritant les piscines d'entreposage du combustible. Cette réévaluation est développée au chapitre 36.

17.3. Classification des rejets associés aux accidents de fusion du cœur – Les « termes sources »

Sur la base du rapport Rasmussen⁵⁵⁴, l'IPSN a déterminé des rejets-types, appelés termes sources. Un terme source est un rejet typique (dans l'atmosphère), 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'enceinte 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 alors été définis :

- le **terme source S1** correspondait à une défaillance de l'enceinte de confinement à court terme, soit quelques heures au plus après le début de l'accident;

553. Organisation de la réponse de la sécurité civile.

554. Les études étaient en cours au moment de l'accident de Three Mile Island.

- le **terme source S2** correspondait à des rejets directs dans l’atmosphère dus à une perte d’étanchéité de l’enceinte de confinement survenant un ou plusieurs jours plus tard ;
- le **terme source S3** correspondait à des rejets dans l’atmosphère, indirects et différés, par des voies permettant une rétention significative des produits de fission.

Si l’on reprend la classification de Rasmussen, les modes α , β et γ pourraient conduire à des rejets de type S1. Le mode δ pourrait conduire à des rejets de type S2. Le mode ε , défaillance de l’étanchéité de l’enceinte par percement du radier, pourrait conduire à des rejets du type S3 car ils seraient alors filtrés par le sol présent sous le radier avant d’être diffusés dans l’atmosphère.

Le tableau suivant précise les ordres de grandeur des rejets associés aux trois termes sources pour un réacteur de 900 MWe, tels qu’ils étaient appréciés dans les années 1980.

Tableau 17.1. Termes sources S1, S2 et S3 pour un REP de 900 MWe exprimés en pourcentages de l’activité initiale des produits radioactifs présents dans le cœur du réacteur.

Terme source	S1	S2	S3
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

Le terme source S3 a été en partie actualisé à la fin des années 1980 en tenant compte de l’évolution des connaissances et après la mise en place des procédures U sur les réacteurs français, et notamment de la procédure U5 associée à un système permettant d’écarter la pression dans l’enceinte de confinement en cas d’accident : il s’agit d’une ligne d’éventage munie d’un filtre à sable, qui a été ultérieurement équipée d’un préfiltre métallique positionné dans l’enceinte de confinement pour limiter la radioactivité dans le filtre à sable, qui pouvait poser des problèmes de protection radiologique sur le site et d’échauffement du filtre à sable.

À la fin des années 1990, il a ainsi été convenu de représenter le terme source S3 de référence par un rejet différé et filtré *via* le filtre à sable. Ce rejet est supposé étalé entre 24 et 48 heures après le début de l’accident. Il a constitué la base technique des plans d’urgence à l’extérieur des sites (PPI).

Les conséquences radiologiques associées au terme source S3 sont explicitées plus loin, au paragraphe 17.7, ainsi que la relation de ce terme source avec la définition des dispositions retenues dans les plans particuliers d'intervention. Les conséquences radiologiques dépendent essentiellement à court terme des rejets d'iode et à plus long terme des rejets de césium: en termes pratiques, les rejets d'iode «gouvernent» les dispositions à prendre à court terme pour la protection des personnes du public tandis que les rejets de césium «gouvernent» les dispositions à prendre à moyen et long termes.

17.4. 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 cœur⁵⁵⁵. La France (dont l'IRSN) a joué un rôle important dans leur obtention, en particulier grâce aux programmes Phébus-CSD puis Phébus-PF réalisés au centre d'études nucléaires de Cadarache. 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.

Les connaissances continuent d'évoluer, par exemple sur le comportement de l'iode dans le circuit primaire et l'enceinte de confinement ainsi que sur les systèmes de filtration utilisables lors d'un accident de fusion du cœur. Des programmes de recherche conséquents ont été définis au plan international dans l'objectif d'améliorer, dans les années 2020, les dispositions visant à réduire les rejets et de développer des outils permettant de mieux prévoir les rejets pour améliorer la gestion d'un accident réel.

17.5. Les études françaises des modes de défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement

17.5.1. Introduction

Après la définition des termes sources, les études menées en France à la suite du rapport Rasmussen ont concerné la recherche de dispositions qui permettraient de renforcer la dernière barrière de confinement des réacteurs du parc électronucléaire français, compte tenu des différents modes possibles de défaillance des enceintes de confinement.

Ces études ont été faites avec un souci de réalisme. Il ne s'agissait pas de réaliser une «démonstration» avec des hypothèses majorantes mais de rechercher de façon

555. Voir l'ouvrage «État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression», chapitre 5, J. Couturier & M. Schwarz, Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, avril 2017.

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 néanmoins nécessiter la mise en place de matériels complémentaires.

Ainsi, à la suite de l'accident survenu à la centrale de Three Mile Island, des procédures « ultimes » (procédures U) et des dispositions complémentaires ont été progressivement mises en place sur l'ensemble des tranches du parc français en vue d'éviter ou de réduire les conséquences radiologiques d'un accident de fusion du cœur. Le guide d'intervention en accident grave⁵⁵⁶ (GIAG) d'Électricité de France préconise les actions spécifiques à mettre en œuvre sous le contrôle des équipes de crise, notamment, lorsque le déroulement de l'accident le rend nécessaire, les procédures ultimes précitées de façon à assurer un confinement adéquat des substances radioactives.

17.5.2. Défaut d'étanchéité initial de l'enceinte de confinement

En fonctionnement normal, l'étanchéité globale de l'enceinte de confinement est surveillée en continu par un système fondé sur une mesure de pression, capable de détecter une fuite importante (sas ou traversée en position ouverte). 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 de confinement au début de l'exploitation du réacteur (notamment avant le premier chargement du combustible dans le cœur), puis tous les dix ans, permet de comparer son taux de fuite global à celui qui est fixé par les prescriptions techniques. Tous ces contrôles visent à apprécier les fuites de l'enceinte de confinement et à éviter la présence d'un défaut important d'étanchéité.

Il est à noter qu'il est tout particulièrement important d'éviter les fuites directes (c'est-à-dire des fuites non collectées, rejetées directement dans l'environnement sans retard et sans filtration), vu leur impact en termes de conséquences radiologiques. Lors d'un accident de fusion du cœur, des fuites directes peuvent cependant se produire par exemple si l'isolement automatique des différentes traversées est défaillant ou si les sas présentent des défauts d'étanchéité. Ce mode de défaillance du confinement, dénommé mode β , peut conduire, pratiquement dès le début de l'accident, à des relâchements directs de radioactivité dans l'environnement, à l'égard desquels une protection « satisfaisante » des populations proches ne pourrait pas être assurée dans tous les cas.

Pour y faire face, Électricité de France a développé la procédure U2 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 de fusion du cœur), ainsi que de détection et

556. Qui n'est pas, *stricto sensu*, une procédure de conduite.

de localisation des éventuels défauts d'étanchéité en vue d'y remédier si possible. Cette procédure U2 complète la surveillance continue des fuites de l'enceinte de confinement en fonctionnement normal, qui ne permet la détection que de fuites très importantes.

La procédure U2 regroupe en fait :

- les conditions de surveillance du confinement par la mesure de l'activité rejetée par la cheminée et par celle de l'activité présente dans l'enceinte, dans les circuits d'échantillonnage du circuit primaire et dans les puisards des locaux périphériques de l'enceinte;
- les actions à effectuer; il s'agit par exemple de la confirmation d'ordres d'isolement, de la localisation des fuites et de la mise en œuvre de moyens permettant de les supprimer, du confinement de locaux ou, lorsque la situation est maîtrisée et permet la réouverture de certaines traversées de l'enceinte de confinement, de la réinjection, dans le bâtiment du réacteur, d'effluents liquides recueillis dans les bâtiments périphériques.

17.5.3. Échauffement direct des gaz dans l'enceinte de confinement

Le principal risque associé à ce phénomène – qui résulterait d'une défaillance (perçement) sous pression de la cuve par le corium – est une perte d'étanchéité de l'enceinte de confinement due à une augmentation rapide de la pression dans celle-ci. Cette augmentation de pression serait provoquée par la fragmentation et la dispersion du corium dans l'enceinte de confinement, phénomènes qui provoqueraient l'échauffement des gaz de l'enceinte et pourraient 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 prévoir de dépressuriser volontairement le circuit primaire en visant à ce que la pression dans la cuve soit inférieure à 15 ou 20 bars (en ordre de grandeur) au moment de sa défaillance.

17.5.4. Explosion d'hydrogène dans l'enceinte de confinement

Une combustion de la totalité de l'hydrogène produit par l'oxydation des gaines en zirconium de la « partie active » du cœur (ce qui correspond à 80 % de la masse totale de zirconium contenue dans le cœur) conduirait à un pic de pression qui pourrait affecter l'étanchéité de l'enceinte de confinement.

Face à ce risque, l'IPSN a souligné, dès le début des années 1990, l'intérêt qu'il y aurait à équiper les réacteurs du parc électronucléaire de dispositifs, tels que des

recombineurs catalytiques passifs⁵⁵⁷, permettant une recombinaison de l'hydrogène avec l'air (en présence le cas échéant de vapeur d'eau⁵⁵⁸) de façon à éviter le domaine de combustion. À ce stade, Électricité de France privilégiait la recherche d'une démonstration réaliste de la tenue des enceintes de confinement dans les conditions d'une explosion d'hydrogène, notamment de celles des réacteurs de 900 MWe équipées d'une peau métallique.

Les recombineurs catalytiques passifs d'hydrogène sont des dispositifs comportant des plaques d'un matériau catalytique (platine ou palladium), disposées dans un boîtier métallique dont la fonction est d'assurer la circulation des gaz entre les plaques (voir la figure 17.3). Au contact de ces plaques catalytiques, l'hydrogène et l'oxygène présents dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement réagissent en produisant de la vapeur d'eau.

Après de longues discussions, tous les réacteurs du parc électronucléaires ont en définitive été progressivement équipés de recombineurs d'hydrogène⁵⁵⁹. La décision a été prise après l'obtention de résultats probants, à l'issue d'un processus de qualification entrepris par les constructeurs, sur le fonctionnement de ces dispositifs dans les conditions d'un accident de fusion du cœur, et a été confortée par les résultats des programmes de recherche menés dans le cadre de projets nationaux et internationaux sur le « risque hydrogène » – auxquels l'IPSN a participé⁵⁶⁰. Les recombineurs mis en place dans les enceintes des réacteurs à eau sous pression sont ainsi conçus pour fonctionner dans les conditions de pression, de température, d'humidité et d'ambiance radioactive correspondant aux conditions rencontrées lors d'un accident grave et la qualification de ces matériels tient compte des risques d'empoisonnement des plaques catalytiques par les aérosols provenant du cœur fondu et de l'acide borique lié au fonctionnement éventuel du système d'aspersion. Des recombineurs d'hydrogène ont également été implantés dans les centrales électronucléaires de pays voisins.

557. Auparavant, Électricité de France envisageait d'amener sur le site d'un réacteur accidenté des recombineurs qui seraient raccordés au circuit ETY.

558. Due notamment à la brèche et au fonctionnement du système d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement (EAS).

559. Des dispositifs « igniteurs » dans les enceintes de confinement pouvaient aussi être envisagés (en particulier une combinaison d'igniteurs et de recombineurs était mise en avant en Allemagne par les experts de la RSK), mais ce ne fut pas la solution adoptée en France compte tenu des risques qu'ils présentent. Les igniteurs sont des systèmes actifs qui permettent de brûler l'hydrogène à des concentrations assez faibles, avant l'atteinte des limites d'inflammation, donc sans produire de flammes qui peuvent se propager. Toutefois, dans certaines conditions, de l'hydrogène peut s'accumuler pour former un mélange inflammable sans présence d'eau et qui peut s'enflammer et produire des flammes qui peuvent se propager et menacer la structure de l'enceinte de confinement ainsi que les équipements nécessaires pour la gestion d'un accident grave.

560. Dans le cadre de l'OCDE et du projet SARNET. Sur ce sujet, le lecteur pourra se reporter au paragraphe 5.2.2 de l'ouvrage « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances », Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2013.

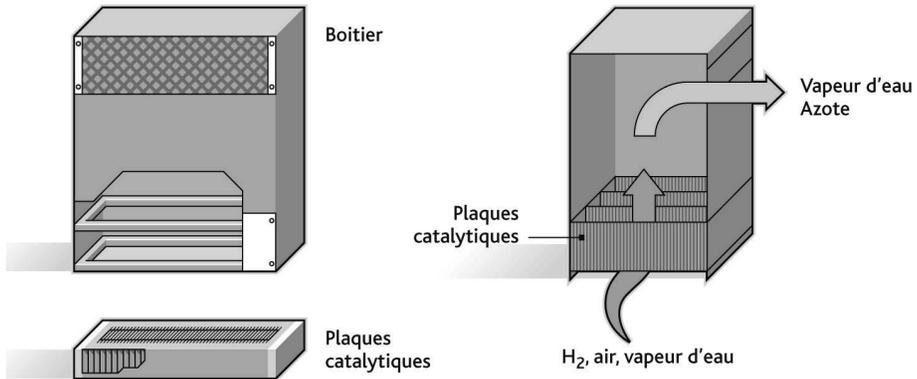


Figure 17.3. Schéma de principe d'un recombiner catalytique passif d'hydrogène. Les plaques catalytiques (à droite) sont positionnées verticalement dans des éléments qui sont installés dans des tiroirs horizontaux (à gauche). Ahmed Bentaïb/Médiathèque IRSN.

Si cette disposition a permis de réduire fortement la probabilité d'une combustion d'hydrogène pouvant affecter l'étanchéité de l'enceinte de confinement, elle ne permet pas d'exclure totalement une telle combustion. C'est pourquoi ce phénomène fait encore l'objet d'études et de recherches pour disposer d'éléments techniques permettant de mieux apprécier le risque associé de défaillance du confinement et développer éventuellement de nouveaux dispositifs.

17.5.5. Explosion de vapeur dans la cuve ou dans le puits de cuve

Une explosion de vapeur peut se produire si 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 provenant de la brèche et du fonctionnement du système d'aspersion) après la défaillance de celle-ci.

L'énergie mécanique développée par une explosion de vapeur dans la cuve (associée aux phénomènes d'ondes de choc et de détente de la bulle de vapeur) pourrait provoquer la rupture de la cuve et l'émission de projectiles susceptibles d'affecter l'intégrité de l'enceinte de confinement, notamment du couvercle de la cuve. Le mode α , 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 la cuve.

Pour ce qui concerne une telle explosion de vapeur dans la cuve, des études de mécanique réalisées dans différents pays ont permis d'acquérir la conviction qu'une défaillance directe de l'intégrité de l'enceinte de confinement par mode α est très peu probable.

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.

En vue d'éliminer le risque associé à une explosion de vapeur dans le puits de cuve, Électricité de France étudie la mise en place de dispositions qui permettraient de maintenir le puits de cuve sec jusqu'à la défaillance de la cuve et l'écoulement puis l'étalement du corium dans le puits de cuve et des locaux adjacents. De telles dispositions ont été définies dans le cadre du réexamen périodique associé aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe et mises en place dans ce cadre. Des dispositions analogues seront examinées dans le cadre des prochains réexamens périodiques des réacteurs de 1300 MWe et 1450 MWe. Le cas du réacteur EPR est traité au paragraphe 17.10.3.

17.5.6. Augmentation progressive de la pression dans l'enceinte de confinement

Le mode δ 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 augmenterait inexorablement, ce qui pourrait conduire à une perte d'étanchéité de celle-ci 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 installé, dit d'éventage-filtration, est composé d'un ensemble de vannes, d'un dispositif de détente et d'un caisson de filtration comportant un lit de sable d'une surface de 42 m² et d'une épaisseur de 80 cm ; il est interposé à l'extérieur de l'enceinte de confinement entre la traversée et la cheminée.

Les exigences fixées pour le système d'éventage-filtration étaient :

- d'écarter 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.

Des études sur l'efficacité de la filtration par un tel lit de sable et d'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 collaboration avec Électricité de France. Ces études, qui visaient à établir la qualification des filtres aux conditions accidentelles d'un accident grave, 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, réalisés avec des filtres à l'échelle 1, ont en effet 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, il a été constaté, lors d'études ultérieures, que l'accumulation en cas d'accident de radionucléides dans le sable du filtre pourrait poser des problèmes de protection radiologique sur le site et d'échauffement du filtre. De plus, la condensation rapide de vapeur d'eau dans les tuyauteries pourrait entraîner une déflagration d'hydrogène (le mélange air-hydrogène-vapeur sortant 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 place, notamment l'ajout d'un préfiltre sur le système d'éventage-filtration à l'intérieur même de l'enceinte de confinement, qui filtre les aérosols⁵⁶¹, et l'ajout d'un dispositif de chauffage de la ligne à l'extérieur de l'enceinte de confinement en amont du filtre à sable. Le préfiltre permet de limiter la 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 (U5) 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 devrait être ouvert qu'après un délai minimum de 24 heures suivant le début de l'accident; ce délai vise d'une part à ne procéder à des rejets qu'après que les concentrations des substances radioactives en suspension dans l'enceinte de confinement ont suffisamment décru, d'autre part à laisser un temps suffisant pour la mise en œuvre de mesures de protection des populations (évacuation préventive, mise à l'abri) en rapport avec le niveau attendu des rejets dans l'environnement.

La filtration des produits de fission continue de faire l'objet de recherches. Une attention particulière est portée à la filtration des espèces gazeuses d'iode, notamment les iodures organiques, en vue de réduire les conséquences radiologiques à court terme d'un accident; les recherches portent tant sur l'amélioration des systèmes de filtration existants que sur l'étude de médias filtrants innovants.

561. Le préfiltre et le filtre à lit de sable permettent d'atteindre un facteur de réduction de 1000 pour les aérosols et de 10 pour l'iode moléculaire gazeux.

17.5.7. Traversée du radier en béton de l'enceinte de confinement par le corium

Le mode ε correspond à une défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement du fait de la traversée de son radier en béton par le corium.

Dans l'état actuel des connaissances issues des recherches sur l'interaction corium-béton, l'attaque d'un radier en béton par le corium pourrait aboutir, en l'absence de mesures de refroidissement de celui-ci, à une traversée totale du radier dans un délai variable selon les caractéristiques du radier (nature du béton⁵⁶², épaisseur du radier⁵⁶³), mais supérieur à 24 heures pour tous les radiers des tranches de 900 MWe, de 1 300 MWe et de 1 450 MWe⁵⁶⁴.

Dans le cadre du réexamen périodique associé aux quatrièmes visites décennales des tranches de 900 MWe, Électricité de France s'est fixé comme objectif d'éviter la traversée du radier en cas d'accident avec fusion du cœur et propose de mettre en place des dispositions appropriées. Ces dispositions consistent à refroidir le corium en le noyant par de l'eau après son étalement dans le puits de cuve et dans un local attenant au puits de cuve. Le bon étalement du corium dans le puits de cuve et le local attenant suppose qu'il n'y ait pas d'eau dans ces locaux lors de l'arrivée du corium. Électricité de France préconise une conduite permettant de maintenir le puits de cuve sec jusqu'aux coulées de corium après la défaillance de la cuve, ce qui éviterait de plus le risque d'explosion de vapeur dans le puits de cuve⁵⁶⁵.

Par ailleurs, l'IRSN a engagé dans les années 2000 des investigations sur les dispositions (parades « voie eau »⁵⁶⁶) qui pourraient être mises en œuvre à titre préventif, pour éviter que, en cas de traversée d'un radier par un corium, les eaux fortement contaminées des puisards n'atteignent des eaux souterraines, puis une rivière ou une mer proche. Ces dispositions pourraient associer, sous une forme qu'il conviendrait d'adapter à chacun des sites, une barrière statique (par exemple une enceinte géotechnique située sous le bâtiment du réacteur) et un moyen de confinement dynamique (un système de pompage et de traitement des eaux récupérées). Les moyens de traitement d'eaux contaminées pourraient faire l'objet de réflexions et d'études dans le cadre de la préparation à la gestion d'un éventuel accident.

562. Béton de type « silico-calcaire », « siliceux » ou « très siliceux ».

563. Pour les tranches de la centrale nucléaire de Fessenheim, le radier en béton a été épaissi par EDF, ce qui permet d'obtenir, avec l'étalement du corium dans le puits de cuve et un local attenant, un délai de traversée par le corium supérieur à 24 heures.

564. Des incertitudes subsistent néanmoins, qui ont été indiquées au paragraphe 17.1.5.

565. L'étalement du corium se ferait ainsi dans le fond du puits de cuve et dans le local adjacent des équipements du système RIC, grâce à l'effacement d'un « voile fusible ».

566. Le sujet des parades « voie eau » est en fait évoqué depuis les années 1990 dans le cadre des réflexions sur la gestion d'une situation post-accidentelle de fusion du cœur.

17.5.8. Dispositions « U4 »

En raison de la présence dans le radier, dans la conception initiale des centrales d'Électricité de France, de drains et de traversées (notamment pour les dispositifs d'auscultation du radier), des dispositions de construction ont été prises pour empêcher des rejets directs de gaz et d'aérosols dans l'environnement à la suite d'une érosion du radier par le corium (obturation de ces drains et de ces traversées avec un mortier 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 dans l'atmosphère de gaz et d'aérosols non filtrés. Cela a conduit Électricité de France à prévoir des dispositions spécifiques (« U5 – Cruas » et « U4 – 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 situé entre les radiers au moment de la traversée 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 situé 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.

17.5.9. Bypasse du confinement par des tuyauteries sortant de l'enceinte de confinement (mode V)

Les accidents de bypasse 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, Électricité de France 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 bypasse de l'enceinte en cas de rupture de la barrière thermique d'une pompe primaire

et de la portion du circuit refroidissant cette dernière. Ces modifications visent à « éliminer pratiquement » les accidents V-LOCA qui pourraient conduire à des rejets précoces importants.

17.5.10. Accidents d'insertion rapide de réactivité

Les accidents d'insertion rapide (et importante) de réactivité dans le cœur d'un réacteur à eau sous pression relèvent essentiellement⁵⁶⁷ des scénarios de transfert accidentel dans le cœur 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 et font l'objet d'études détaillées.

Les études menées en France sur ces scénarios, entreprises à la suite de l'accident survenu en 1986 à la centrale de Tchernobyl, sont présentées dans le chapitre 35 du présent ouvrage.

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

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

Dès lors que le GIAG serait mis en œuvre⁵⁶⁸, la priorité ne serait 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 d'Électricité de France pour déterminer la meilleure stratégie d'utilisation des systèmes disponibles pour la sauvegarde du confinement. L'équipe de conduite met en œuvre les actions de conduite correspondantes à la demande de l'équipe technique locale de crise.

Des instrumentations spécifiques sont ou seront mises en place lors des visites décennales dans les réacteurs en exploitation en France, en vue de permettre aux équipes techniques de crise d'Électricité de France de mieux apprécier le développement

567. L'éjection d'une grappe de contrôle est étudiée en tant que condition de fonctionnement accidentelle de quatrième catégorie et le système de protection du réacteur est conçu pour en maîtriser les conséquences.

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

d'un accident de fusion du cœur et de mieux informer les autorités sur le déroulement de l'accident (détection d'hydrogène dans l'enceinte, détection de l'arrivée de corium sur le radier dans le puits de cuve).

17.7. Conséquences radiologiques associées au « terme source » S3 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 5 à 10 km autour du site. 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 S3 évalué à l'époque, compte tenu des niveaux d'intervention recommandés alors par les organisations internationales.

Les plans particuliers d'intervention (PPI) ont alors été définis sur cette base.

La réévaluation menée ultérieurement n'a pas conduit à les modifier (il a été vu au paragraphe 17.3 que le terme source S3 actualisé correspondait aux rejets résultant de l'utilisation du système d'événage-filtration de l'enceinte de confinement pour dépressuriser cette enceinte 24 heures après le début d'un accident menant à la fusion du cœur⁵⁶⁹).

Les calculs de conséquences radiologiques ont été faits en tenant compte des conditions météorologiques. Les résultats sont exprimés 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 doses reçues par l'homme sont estimées en utilisant les valeurs des coefficients de dose (définies dans les publications de la Commission internationale de protection radiologique – CIPR). Les résultats ont été 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 plans particuliers d'intervention, établis par les préfets. Plusieurs actions peuvent être envisagées par les préfets pour protéger les populations :

- la mise à l'abri ;
- l'ingestion d'iode de potassium (iode stable), afin de saturer la glande thyroïde et éviter la fixation d'iode radioactif : sur ordre du préfet les personnes susceptibles

569. 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.

d'être touchées⁵⁷⁰ par des rejets d'iodes radioactifs ingèrent la dose prescrite d'iodure de potassium; l'efficacité de cette mesure est optimale quand l'ingestion d'iodure de potassium est faite deux heures avant l'exposition aux rejets;

- l'évacuation.

En 2007, par sa publication CIPR 103, puis en 2009 par sa publication CIPR 109, la CIPR a diffusé des recommandations en matière de protection des personnes du public en cas de situation accidentelle.

En France, une décision de l'Autorité de sûreté nucléaire datant d'août 2009 référencée 2009-DC-0153, homologuée par un arrêté du ministre chargé de la santé en date du 20 novembre 2009, a fixé des niveaux d'intervention applicables en situation d'urgence radiologique à :

- une dose efficace de 10 mSv pour la mise à l'abri,
- une dose efficace de 50 mSv pour l'évacuation,
- une dose équivalente à la thyroïde de 50 mSv pour l'administration d'iodure de potassium⁵⁷¹.

Ces niveaux ne sont pas des seuils mais sont destinés à guider les pouvoirs publics pour la définition et la mise en œuvre d'actions de protection des populations en cas d'accident.

Pour le terme source S3 actualisé (voir le paragraphe 17.3), l'IRSN a déterminé que les doses pour la population la plus radiosensible pourraient rester supérieures à 50 mSv jusqu'à 6 km et supérieures à 50 mSv à la thyroïde jusqu'à 18 km, pour des conditions météorologiques « moyennes »⁵⁷² et dans l'axe du vent supposé constant. Dès lors, les mesures déjà définies pour assurer à court terme la protection des populations dans le cadre des PPI apparaissaient sensiblement « satisfaisantes » pour un rejet du niveau du terme source S3.

L'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl et plus récemment celui de Fukushima Daiichi ont, indépendamment de leurs 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 territoires et des chaînes alimentaires.

L'accident nucléaire de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi a conduit les pouvoirs publics à réviser les actions de protection des populations, en cohérence avec les pratiques internationales et les recommandations des autorités européennes de sûreté nucléaire et de radioprotection. Au mois d'avril 2016, un élargissement de 10 à 20 km de la zone de planification (rayon du PPI) autour des centrales nucléaires a été

570. Les sujets particulièrement sensibles sont les nourrissons, les enfants, les adolescents et les femmes enceintes allaitant.

571. Le niveau qui était auparavant retenu pour la distribution préventive d'iode stable était de 100 mSv à la thyroïde.

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

décidée par le gouvernement (ministère en charge de l'environnement); elle n'est pas liée à un accroissement du risque nucléaire mais permet d'améliorer l'information et la protection des personnes ainsi que la réactivité des acteurs de la gestion de crise.

Les limites de commercialisation des produits alimentaires prédéfinies par la Commission européenne (niveaux maximaux admissibles – NMA), qui entreraient en vigueur dans le cas d'un nouvel accident, sont très basses. Pour des rejets correspondant au terme source S3, 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 (en particulier l'iode 131 aurait pratiquement disparu au bout de quelques mois).

Ces constatations ont conduit à chercher à réduire fortement les « rejets maximaux concevables » pour les futurs projets de réacteurs (voir plus loin le paragraphe 17.10 concernant la prise en compte des accidents de fusion du cœur pour 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 (CODIRPA) – déjà évoqué au paragraphe 2.3 – 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 éléments de doctrine formulés par cette instance en 2012⁵⁷³ proposent des actions immédiates (si elles sont justifiées) pour la phase post-accidentelle à court terme dès la sortie de la phase d'urgence, ainsi que pour la phase post-accidentelle à long terme, en vue de :

- 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 et autres déchets,
- assurer un suivi radiologique des populations exposées.

En 2014, à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, l'État a édité un plan national de réponse en cas d'accident nucléaire ou radiologique majeur qui fixe l'organisation de conduite de crise, la stratégie à appliquer et les principales mesures à prendre au niveau gouvernemental en matière de santé de la population, de qualité de l'environnement, de continuité de la vie sociale et économique et de qualité des relations internationales⁵⁷⁴.

573. Accessibles par le lien <https://www.asn.fr/publications/2012/doctrine-codirpa-05-10-2012/index.html> (rapport du 5 octobre 2012).

574. Rapport n° 200/SGDSN/PSE/PSN, édition de février 2014, accessible sur le site : https://solidarites-sante.gouv.fr/IMG/pdf/SGDSN_parties1et2_270114.pdf.

17.8. Procédures de conduite ultimes

Comme pour les procédures H, l'initiale et la numérotation des procédures ultimes U ont été figées lors des études qui ont suivi l'accident de Three Mile Island, avant que l'articulation logique des résultats ne soit connue.

La procédure U1 a pour objectif d'éviter la dégradation du cœur ou, en cas de dégradation, de maintenir le cœur dans la cuve, en utilisant tout moyen d'injection d'eau disponible; elle est évoquée au chapitre 33 relatif à la conduite incidentelle ou accidentelle. Elle a un caractère nettement préventif de la fusion du cœur, même si elle permet également de « gérer » ensuite une telle situation.

La procédure U2 « Conduite à tenir en cas de défaut d'isolement de l'enceinte de confinement » a été présentée plus haut.

Bien que faisant partie par son initiale de la série des procédures ultimes, la procédure U3 « Utilisation de moyens mobiles pour secourir l'injection de sécurité et l'aspersion dans l'enceinte », déjà évoquée au paragraphe 13.2, ne correspond pas à la protection du confinement après une fusion de cœur. Elle a, au contraire, un caractère préventif ou limitatif à l'égard de ce phénomène.

En prolongement de la procédure H4 qui prévoit le secours mutuel des moyens de pompage d'eau fixes des systèmes d'injection de sécurité à basse pression et d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement, la procédure U3 envisage la perte totale des moyens de pompage. Elle prévoit essentiellement la mise en œuvre de moyens de pompage, grâce à des dispositifs de raccordement préinstallés et accessibles après un accident et, si nécessaire, d'un échangeur, qui ne sont pas à poste fixe sur les tranches.

La procédure U5 « Décompression de l'enceinte de confinement » a été présentée plus haut.

En parallèle aux procédures utilisées par les opérateurs, l'ingénieur de sûreté utilise la procédure de surveillance SPI (devenue SPE) puis, après passage dans la procédure U1, la procédure de surveillance SPU. Ce sujet est développé au chapitre 33.

17.9. Le plan d'urgence interne

Les actions qui ont été décrites ci-dessus s'inscrivent pour une centrale nucléaire dans un plan plus large dont les grandes lignes sont communes à toutes les installations nucléaires, à savoir le plan d'urgence interne (PUI). Ce plan définit en particulier les relations au sein d'Électricité de France et les liaisons avec les intervenants extérieurs (pouvoirs publics, dont l'ASN et ses appuis techniques [Météo France, IRSN...]) dont l'intervention est organisée par d'autres plans qui sont présentés au chapitre 38.

Le PUI s'applique à l'intérieur du site nucléaire, sous la responsabilité de l'exploitant; il vise :

- la conduite et la sauvegarde de l'installation,
- le secours aux blessés sur le site,
- la protection du personnel sur le site,
- l'alerte et l'information des pouvoirs publics.

Un PUI peut être déclenché par l'exploitant⁵⁷⁵:

- dans des situations à caractère non radiologique (incendie, blessé...),
- dans des situations à risque radiologique avéré (risque de relâchement de radioactivité dans l'installation ou dans l'environnement susceptible de conduire à une exposition de travailleurs ou encore des populations voisines),
- dans d'autres situations dont certaines ne concernent pas la sûreté nucléaire (par exemple en cas de pollution chimique), ou apparaissant nécessiter une mobilisation des moyens importants.

L'organisation locale d'Électricité de France sur un site accidenté de réacteur électronucléaire est décrite au chapitre 38. Électricité de France dispose en fait de plusieurs PUI⁵⁷⁶, notamment:

- le PUI sûreté radiologique (SR); c'est le PUI qui vise les situations pour lesquelles la sûreté de l'installation est significativement affectée ou pour lesquelles il y a un risque de relâchement de substances radioactives dans l'installation ou dans l'environnement, susceptible de conduire à une exposition des personnes travaillant à l'extérieur de la zone contrôlée ou des populations voisines; ce PUI couvre le cas de l'incendie en zone contrôlée;
- le PUI sûreté aléas climatiques et assimilés (SACA); il permet de couvrir l'ensemble des agressions externes climatiques (inondations, grand froid, grand chaud...) et les événements assimilés (présence d'hydrocarbures, d'algues, de débris végétaux en station de pompage...) pouvant affecter plusieurs tranches d'un site;
- le PUI toxique (TOX); il vise les situations de dégagement gazeux de produits dangereux, internes (nuage d'ammoniac provenant d'une station de traitement des effluents) ou externes à l'installation (industrie à proximité d'un site ou accident sur les voies de circulation);
- le PUI incendie hors zone contrôlée (IHZC): il vise les feux se déclarant dans le périmètre de l'INB, en dehors des zones contrôlées;
- le PUI secours aux victimes (SAV); il vise les situations où au moins cinq personnes seraient gravement blessées.

575. Ces trois types de situations correspondent à trois « niveaux » de déclenchement du PUI, respectivement 1, 2 et 3.

576. « Mémento sûreté nucléaire en exploitation », EDF, édition 2016.

La suite du présent chapitre concerne essentiellement le premier de ces PUI.

L'article 2.3 de la décision ASN n° 2017-DC-592 du 13 juin 2017 fixe les obligations suivantes en matière de contenu du plan d'urgence interne: «*l'exploitant formalise le plan d'urgence interne dans un document opérationnel comportant :*

- a) *la présentation, sous forme cartographique, de l'établissement, de ses activités et de son environnement précisant notamment les voies d'accès aux installations et l'implantation des émissaires de rejets ;*
- b) *les critères de déclenchement du plan d'urgence interne, notamment définis sur la base des conclusions de l'étude de dimensionnement du plan d'urgence interne [...]» (voir le paragraphe 2.5) «et tenant compte, le cas échéant, des procédures de conduite en situation incidentelle ou accidentelle prévues dans ou appelées par les règles générales d'exploitation [...] ;*
- c) *à titre d'information, un résumé de la cinétique et des conséquences des scénarios accidentels dimensionnant le plan d'urgence interne, décrits dans l'étude de dimensionnement du PUI incluse dans le rapport de sûreté et, le cas échéant, nécessitant la mise en œuvre du plan particulier d'intervention ;*
- d) *la description de l'organisation et des moyens matériels prévus pour la gestion des situations d'urgence [...]. Le cas échéant, le recours à des moyens incombant à des services ou organismes publics ou à des prestataires est précisé ;*
- e) *la documentation spécifiquement utilisée par les équipiers de crise désignés, comprenant notamment :*
 - *un document d'aide à la décision pour le déclenchement du plan d'urgence interne et, le cas échéant, l'identification des situations d'urgence qui pourraient conduire à la mise en œuvre par le préfet du plan particulier d'intervention [...];*
 - *des fiches opérationnelles précisant, pour chaque fonction PUI, les actions à effectuer, leur chronologie et leur phasage précis. Chaque fiche décrit les actions principales en renvoyant, si nécessaire, à des modes opératoires dans lesquels sont précisés les modalités et moyens utilisés ;*
 - *des modèles de messages précisant les informations [...] à transmettre [...];*
- f) *les dispositions prévues pour la protection des personnes présentes dans l'établissement non impliquées dans la gestion de la situation d'urgence [...].»*

Depuis les années 1980, à l'égard des situations à risque radiologique, des scénarios sont étudiés par Électricité de France et par l'IRSN, à titre anticipatoire, pour constituer une aide, en situation réelle d'urgence, à l'établissement rapide d'un premier pronostic d'évolutions possibles d'une situation d'urgence et des conséquences associées, cela dans le cadre de la démarche « diagnostic-pronostic » présentée au paragraphe 38.7.1. Ces scénarios (couramment appelés « accidents-types »), correspondent à des accidents qui sont retenus dans les études déterministes des rapports de sûreté ou à des variantes. Dans ce type d'études, les

hypothèses modifiées par rapport à celles des rapports de sûreté peuvent concerner, par exemple, la nature et le nombre de défaillances aggravantes considérées ou les conditions météorologiques.

17.10. L'approche retenue pour le réacteur EPR

Comme cela est indiqué au chapitre 18, 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. Cela a conduit les concepteurs à adopter des dispositions de conception spécifiques (succinctement évoquées au chapitre 18) qui sont précisées ci-après. Le cas du récupérateur de corium, nouveau dispositif développé pour le réacteur EPR, en est un exemple.

17.10.1. Objectifs généraux de sûreté

Les objectifs généraux de sûreté pour le réacteur EPR relatifs aux accidents graves ont été précisés dans le décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base « Flamanville 3 », sur la base des « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression ». Ils sont rappelés ci-après.

Les accidents avec fusion du cœur qui pourraient conduire à des rejets précoces importants doivent être « pratiquement éliminés » : s'ils ne peuvent pas être considérés comme physiquement impossibles, des dispositions de conception doivent être prises pour les exclure. Cela 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. Cela 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 apprécier par l'évaluation des conséquences radiologiques de différents accidents représentatifs, définis en tenant compte de la conception détaillée de l'installation.

17.10.2. « Élimination pratique » des situations avec fusion du cœur qui pourraient conduire à des rejets précoces importants

Dans les années 1990, lors des discussions franco-allemandes sur la sûreté de la prochaine génération de réacteurs à eau sous pression (en pratique EPR), a été introduite la notion d'« élimination pratique » de certaines situations avec fusion du cœur, au moins théoriquement envisageables, pouvant conduire à des rejets « précoces importants » et pour lesquelles il n'apparaissait pas possible de mettre en place des dispositions réalistes réduisant les conséquences de façon significative et démontrable. Il est ainsi indiqué dans les directives techniques évoquées plus haut que « *les accidents avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être pratiquement éliminés : s'ils ne peuvent pas être considérés comme physiquement impossibles, des dispositions [...] doivent être prises pour les exclure* ». Il a également été reconnu que l'« élimination pratique » ne saurait reposer sur un seuil générique probabiliste.

Au niveau international, le rapport INSAG-10, diffusé en 1996, indique que « *pour les concepts avancés, il devrait être démontré, par des approches déterministes et probabilistes, que les séquences hypothétiques d'accidents graves pouvant entraîner des rejets radioactifs importants en raison d'une défaillance précoce du confinement sont essentiellement éliminées avec un degré de confiance élevé* ». En 1999, le rapport INSAG-12 reprend cette notion en utilisant formellement l'expression « élimination pratique ».

Sans faire explicitement référence à la notion d'« élimination pratique », l'article 3.9 de l'« arrêté INB » du 7 février 2012 permet ce type de démarche en indiquant que : « *La démonstration de sûreté nucléaire doit justifier que les accidents susceptibles de conduire à des rejets importants de matières dangereuses ou à des effets dangereux hors du site avec une cinétique qui ne permettrait pas la mise en œuvre à temps des mesures nécessaires de protection des populations sont impossibles physiquement ou, si cette impossibilité physique ne peut être démontrée, que les dispositions mises en œuvre sur ou pour l'installation permettent de rendre ces accidents extrêmement improbables avec un haut degré de confiance* ».

En janvier 2018, l'IRSN a rendu public sur son site internet un document de sa collection relative aux « démarches de sûreté »⁵⁷⁷, intitulé « La démarche d'« élimination pratique » de situations accidentelles pour les réacteurs à eau de puissance ». Les éléments les plus notables en sont indiqués ci-après.

Pour les réacteurs à eau sous pression, les situations pour lesquelles une démarche d'« élimination pratique » est appliquée sont caractérisées par la possibilité de phénomènes physiques rapides et fortement énergétiques pouvant entraîner la défaillance à court terme du confinement et conduire à des rejets précoces importants. Pour ces situations, l'objectif retenu est de chercher à les éliminer ; une telle élimination n'étant

577. Ce document précise l'approche de l'IRSN sur la démarche d'« élimination pratique » et son positionnement dans la démonstration de sûreté.

rigoureusement démontrable qu'en cas d'impossibilité physique, l'expression « élimination pratique » a été retenue, ce qui veut dire que le concepteur doit prendre « toutes » dispositions pour que ces situations puissent être considérées comme extrêmement improbables avec un haut degré de confiance.

La mise en œuvre d'une démarche d'« élimination pratique » commence à un stade précoce de la conception par l'identification des situations concernées, notamment sur la base d'un examen des modes possibles de défaillance de l'enceinte de confinement ou de son « extension » (notion précisée au paragraphe 6.3).

Pour « éliminer pratiquement » une situation ainsi identifiée, il convient en premier lieu d'examiner soigneusement les possibilités de la rendre physiquement impossible. Si cela se révèle (raisonnablement) impossible, des dispositions concrètes permettant de justifier que la situation est extrêmement improbable avec un haut degré de confiance doivent être définies et mises en place.

Dans un réacteur à eau sous pression, les situations concernées sont diverses (accidents d'insertion rapide et massive de réactivité dans le cœur du réacteur, détonations globales d'hydrogène et explosions de vapeur en cuve et hors cuve mettant en danger l'intégrité de l'enceinte de confinement, bipses du confinement en cas d'accident avec fusion du cœur...). Leur caractère « pratiquement éliminé » ne peut être apprécié qu'au cas par cas, sur la base de considérations déterministes, complétées le cas échéant par un éclairage probabiliste. Cette appréciation repose sur les caractéristiques physiques de l'installation ainsi que sur la robustesse et la fiabilité des dispositions mises en œuvre pour prévenir la situation à « éliminer pratiquement ». À ce titre, les dispositions retenues font l'objet d'exigences de conception, de réalisation et d'exploitation; la prise en compte des aspects liés aux facteurs humains et des agressions dans la définition et la conception de ces dispositions est également importante.

Pour le réacteur EPR, les situations avec fusion du cœur qui doivent être « pratiquement éliminées » sont les suivantes (voir aussi le focus du paragraphe 18.2.2):

- les accidents de fusion du cœur à haute pression qui pourraient conduire à un échauffement direct des gaz de l'enceinte ou à une rupture de tubes de générateurs de vapeur;
- les accidents d'insertion rapide de réactivité; il s'agit notamment de 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 détonations⁵⁷⁸ globales d'hydrogène, susceptibles de mettre en danger l'intégrité de l'enceinte de confinement;
- les accidents de fusion du cœur avec bipses du confinement (par les générateurs de vapeur ou par les circuits connectés au circuit primaire).

578. La détonation est à distinguer de la déflagration.

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

Pour éviter une défaillance 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 vannes dédiées à la mise en œuvre du refroidissement du réacteur en mode « gavé-ouvert » ou à la dépressurisation ultime du circuit primaire (voir la figure 17.4). Les trois soupapes de sûreté visent à assurer la protection du circuit primaire contre les surpressions. La mise en œuvre du refroidissement en « gavé-ouvert » est utilisée en cas de perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur. La dépressurisation ultime du circuit primaire est utilisée en vue d'éviter une fusion du cœur à haute pression. Les trois soupapes de sûreté et les vannes dédiées au « gavé-ouvert » et à la dépressurisation ultime déchargent toutes dans la même ligne de décharge qui achemine l'eau, la vapeur ou le mélange eau-vapeur vers le réservoir de décharge du pressuriseur (RDP).

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 défaillance de la cuve du réacteur de façon à éviter un « échauffement direct » des gaz 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.

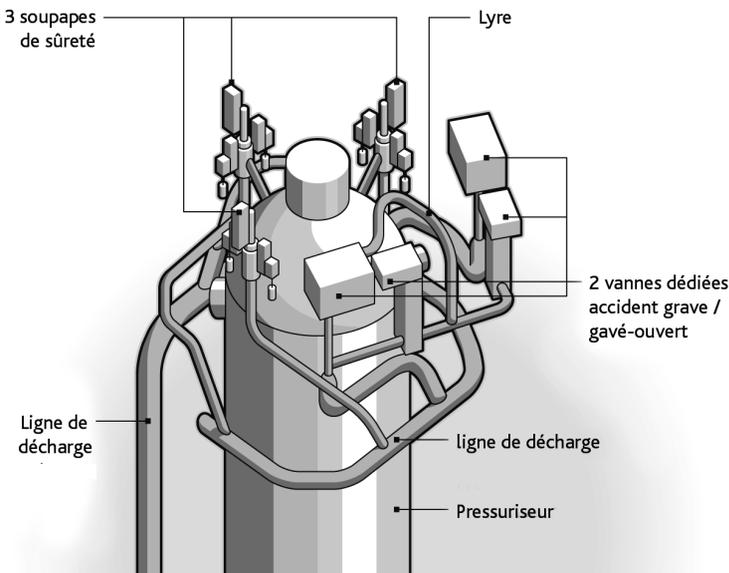


Figure 17.4. Dispositif de dépressurisation ultime du circuit primaire du réacteur EPR. Didier Jacquemain/Médiathèque IRSN.

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

L'« élimination pratique » des accidents d'insertion rapide de réactivité par transfert 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 dispositions de prévention et de protection pour chacun de ces scénarios.

L'analyse se fait en suivant les trois étapes préconisées dans les directives techniques applicables à l'EPR :

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

► « 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 défaillance 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 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 recombinants catalytiques passifs, doivent permettre de réduire les concentrations d'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.

► « Élimination pratique » des situations de fusion du cœur avec bipasse du confinement

Pour ce qui concerne les situations de fusion du cœur avec une fuite significative des tubes des générateurs de vapeur (jusqu'à une rupture multiple de tubes de générateurs de vapeur), les situations suivantes doivent être étudiées: rupture simple ou multiple de tubes de générateurs de vapeur avec perte des systèmes nécessaires pour faire face à cette rupture, rupture simple ou multiple de tubes de générateurs de vapeur avec défaillance de la fermeture de la vanne d'isolement de vapeur principale correspondante, rupture d'une tuyauterie de vapeur avec fuites de tubes du générateur de vapeur associé, ouverture intempestive d'une soupape de sûreté secondaire avec des fuites de tubes du générateur de vapeur associé. Les scénarios conduisant à une circulation naturelle à travers les boucles primaires et les générateurs de vapeur doivent être étudiés avec précision.

17.10.3. 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 le réacteur EPR dans le but de respecter les objectifs généraux définis plus haut. Les dispositions essentielles sont les suivantes:

- un récupérateur de corium (voir la figure 17.5) situé au fond de l'enceinte de confinement permet de recueillir et de refroidir le corium après la rupture du fond de la cuve et d'une « porte fusible » située en dessous (grille métallique, elle-même revêtue d'une couche de béton « sacrificiel »⁵⁷⁹), puis l'écoulement du corium par un canal de décharge. Ce récupérateur vise à protéger le radier de l'enceinte de confinement d'une interaction corium-béton. Le corium est refroidi par étalement sur une grande surface (170 m²) dans une zone appelée « chambre d'étalement ». 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. La chambre d'étalement est aussi revêtue d'une couche de béton sacrificiel; les bétons sacrificiels de la « porte fusible » et de la chambre d'étalement sont conçus pour obtenir des caractéristiques adéquates du mélange fondu. L'arrivée du corium dans la chambre d'étalement provoque ensuite l'ouverture de vannes permettant un écoulement gravitaire d'eau en provenance du réservoir d'eau interne à l'enceinte de confinement IRWST⁵⁸⁰ et d'une capacité

579. Béton à bas point de fusion, contrairement aux bétons dits réfractaires.

580. *In-Containment Refuelling Water Storage Tank* – voir le chapitre 18.

de 2 000 m³. Une fois dans la chambre d'étalement, le noyage du corium par l'eau provenant de cette bêche permet son refroidissement. 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. Des dispositions sont également prises pour éviter une explosion de vapeur importante. Une cheminée conduit la vapeur produite dans la chambre d'étalement dans l'enceinte de confinement et limite la surpression dans cette chambre. Après condensation, l'eau retourne vers l'IRWST;

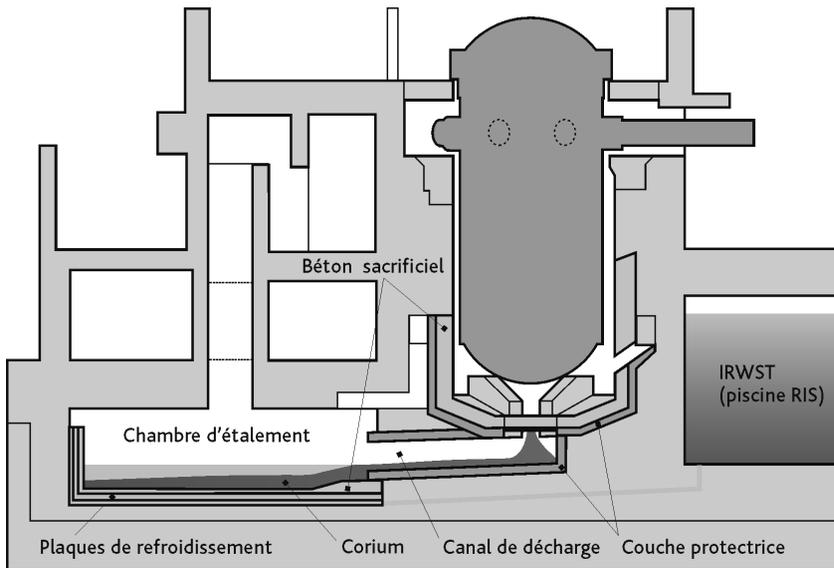


Figure 17.5. Schéma du récupérateur de corium du réacteur EPR. Georges Goué/Médiathèque IRSN.

- 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 d'évacuation ultime (EVU) de la chaleur du bâtiment du réacteur permet de maîtriser 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 IRWST, d'un échangeur de chaleur avec un circuit intermédiaire et une source froide spécifiques et d'un dispositif d'aspersion dans l'enceinte. Ce système serait utilisé, comme cela

est indiqué plus haut, pour refroidir le corium dans le récupérateur. Le système EVU permet de plus de limiter la production et les relâchements d'iode volatil dans le bâtiment du réacteur par l'injection de soude dans l'IRWST;

- 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 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 qualification du récupérateur de matériaux fondus aux conditions accidentelles des situations avec fusion du cœur s'est largement appuyée sur des programmes expérimentaux: peuvent être cités ceux du projet COMAS (essais de refroidissement d'un corium à grande échelle réalisés par AREVA), ceux du projet européen CSC (*Corium Spreading and Coolability*, essais de qualification du concept de récupérateur avec étalement du corium et du « concept COMET »⁵⁸¹ de renoyage par le bas) et ceux du projet européen ECOSTAR (*Ex-Vessel Core Melt Stabilization Research*, essais relatifs à l'étude des phénomènes physico-chimiques se produisant durant l'étalement et à l'étude de l'efficacité du renoyage d'un corium étalé par apport d'eau par le haut ou par le bas)⁵⁸².

581. Du nom de l'installation de Fzk en Allemagne dans laquelle ce type de renoyage a notamment été testé.

582. Pour plus de détails, le lecteur pourra se reporter au paragraphe 5.4.3.4 de l'ouvrage « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs à eau sous pression – État des connaissances », D. Jacquemain *et al.*, Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2013.