



IRSN

INSTITUT
DE RADIOPROTECTION
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

Accidents graves des réacteurs à eau de production d'électricité

Edition du 15 décembre 2008

Accidents graves des réacteurs à eau de production d'électricité

Première parution le 15 décembre 2008

Rapport IRSN-2008/98-FR

ISRN/IRSN-2008/98-FR

L'IRSN

// en bref

L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), créé par la loi n°2001-398 du 09/05/2001 et dont les missions et l'organisation ont été précisées par le décret n°2002-254 du 22 février 2002, est un établissement public industriel et commercial (EPIC), placé sous la tutelle conjointe des ministres chargés de la Défense, de l'Environnement, de l'Industrie, de la Recherche et de la Santé.

Il rassemble plus de 1 500 spécialistes : ingénieurs, chercheurs, médecins, agronomes, vétérinaires et techniciens, experts compétents en sûreté nucléaire et en radioprotection, ainsi que dans le domaine du contrôle des matières nucléaires et sensibles.

L'Institut exerce des missions d'expertise et de recherche dans les domaines suivants :

- sûreté nucléaire;
- sûreté des transports de matières radioactives et fissiles ;
- protection de l'homme et de l'environnement contre les rayonnements ionisants ;
- protection et contrôle des matières nucléaires;
- protection des installations et des transports de matières radioactives et fissiles contre les actes de malveillance.

Document de référence

Editions propriété de l'IRSN
31, avenue de la division Leclerc
92260 Fontenay aux Roses
Tél : 01-58-35-88-88

Site web: www.irsn.fr

Sauf autorisation écrite, tous droits de traduction, d'adaptation et de reproduction par tout procédé et pour tout type d'usage, sont interdits. Pour plus d'informations contacter :

IRSN
Odile Lefèvre
BP 17
92262 Fontenay aux Roses cedex
Fax : +33 (0) 1 58 35 79 62

doc.syn@irsn.fr

L'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire conduit des programmes de recherche et des études sur les risques nucléaires et radiologiques, il est responsable de missions de service public dans le champ de la prévention de ces risques et il fournit un appui technique aux autorités publiques compétentes en matière de sûreté et de sécurité nucléaires et de radioprotection. A ces différents titres, l'Institut est amené à prendre position sur un certain nombre de sujets à caractère scientifique et technique.

Dans le cadre de sa politique de transparence et avec le souci de mettre à la disposition de l'ensemble des partenaires ou parties prenantes concernés une information de qualité facilitant l'élaboration de leur propre jugement, l'IRSN publie des « documents de doctrine et de synthèse », qui présentent la position de l'Institut sur un sujet particulier.

Ces documents sont élaborés par des experts de l'IRSN, le cas échéant en collaboration avec des experts extérieurs, puis soumis à un processus de validation sous assurance qualité.

Ils reflètent la position de l'IRSN au jour de leur publication sur son site internet. Cette position peut être revue, en fonction du progrès des connaissances scientifiques, des évolutions réglementaires, ou de la nécessité de son approfondissement en réponse à un besoin interne, ou à des sollicitations extérieures.

Ce document peut être librement utilisé et cité, à condition d'en mentionner la source et la date de publication.

Les commentaires sont bienvenus. Ils peuvent être transmis à l'adresse indiquée en marge en faisant référence au document auquel ils s'adressent.

Jacques Repussard
Directeur Général

www.irsn.org

Document de référence

IRSN
BP 17
92262 Fontenay aux Roses cedex
Fax : +33 (0) 1 58 35 79 62

doc.syn@irsn.fr

//liste des auteurs

Gérard Cénérino

Expert sénior dans le domaine de
la phénoménologie et de la
prévention des accidents graves

Sommaire

1/ Introduction	9
2/ Définition d'un accident grave	10
3/ Physique de la fusion du cœur et phénomènes associés	12
3/1 Dénoyage du cœur	12
3/1/1 Temps de début de dénoyage du cœur	12
3/1/2 Dénoyage du cœur avec un circuit primaire « en pression »	12
3/2 Dégradation du combustible	13
3/2/1 Relâchement des produits de fission	13
3/2/2 Relâchement d'hydrogène et fusion du cœur	16
3/3 Rupture du circuit primaire en situation d'accident grave	17
3/3/1 Rupture induite de tubes de générateur de vapeur	17
3/3/2 Rupture du fond de la cuve	17
4/ Modes de défaillance de l'enceinte de confinement	18
4/1 Le rapport Rasmussen	18
4/1/1 Historique	18
4/1/2 Classification des modes de défaillance de l'enceinte de confinement	19
4/2 Autres modes de défaillance	20
5/ L'approche retenue pour les REP actuels en exploitation	21
5/1 Introduction	21
5/2 Caractérisation simplifiée de types de rejets : les « termes sources »	22
5/2/1 Définition	22
5/2/2 Impact radiologique	23
5/2/3 Amélioration des connaissances	23
5/3 Etude des modes de défaillance de l'enceinte de confinement	24
5/3/1 Introduction	24
5/3/2 Conception des enceintes de confinement des REP actuels français	25
5/3/2/1 Réacteurs de 900 MWe	25
5/3/2/2 Réacteurs de 1300 MWe et 1450 MWe	25
5/3/3 Explosion de vapeur dans la cuve ou dans le puits de cuve	26
5/3/3/1 Définition	26
5/3/3/2 Paramètre clé d'une explosion de vapeur	26
5/3/3/3 Application au cas d'un réacteur	27
5/3/4 Défaut d'étanchéité initial de l'enceinte	27
5/3/5 Explosion d'hydrogène dans l'enceinte	28
5/3/5/1 Production et combustion d'hydrogène	28
5/3/5/2 Déflagration d'hydrogène	29
5/3/5/3 Détonation et Transition Déflagration Détonation	29
5/3/5/4 Le « risque hydrogène » pour les réacteurs français	30
5/3/5/5 Mise en place de recombineurs catalytiques passifs	31
5/3/6 Mise en surpression lente dans l'enceinte	32
5/3/7 Traversée du radier en béton par le corium	33

5/3/7/1 Mode ϵ	33
5/3/7/2 Dispositions U 4	34
5/3/7/3 Dispositions envisageables en cas de percée du radier par le corium	34
5/3/8 Bypasse du confinement par l'intermédiaire de tuyauteries sortant de l'enceinte (mode V)	35
5/3/9 Echauffement direct de l'enceinte	36
5/3/10 Accidents d'insertion rapide de réactivité	37
5/4 Les études probabilistes de sûreté	37
5/5 Le GIAG	38
5/6 Conséquences radiologiques du « terme source » S 3 et intervention	39
6/ L'approche retenue pour le réacteur EPR	41
6/1 Objectifs généraux de sûreté	41
6/2 « Elimination pratique » des situations accidentelles qui pourraient conduire à des rejets précoces importants	42
6/2/1 « Elimination pratique » des situations de fusion du cœur à haute pression	43
6/2/2 « Elimination pratique » des accidents d'insertion rapide de réactivité	44
6/2/3 « Elimination pratique » du risque d'explosion de vapeur	44
6/2/4 « Elimination pratique » du risque de détonation d'hydrogène	45
6/3 Dispositions relatives à la fusion du cœur à basse pression	45
6/3/1 Limitation du « risque hydrogène » au moyen de recombineurs	46
6/3/2 Le récupérateur de corium	46
6/3/2/1 Description du récupérateur de corium du réacteur EPR	46
6/3/2/2 Principe de fonctionnement du récupérateur de corium	47
6/3/3 Dispositions concernant les traversées de l'enceinte de confinement	50
7/ Conclusions	52

Liste des figures

Figure 1 : Coupe de la cuve montrant le combustible significativement dégradé par une fusion partielle du cœur lors de l'accident de fusion du cœur survenu aux USA à Three Mile Island tranche 2 (TMI-2), près de Middletown, Pennsylvanie, le 28 mars 1979.	11
Figure 2 : Mécanismes de dégradation du cœur à basse pression.	14
Figure 3 : Mécanismes de fusion du cœur à haute pression.	14
Figure 4 : Modes de défaillance de l'enceinte de confinement, d'après le rapport Rasmussen.	19
Figure 5 : Réacteurs de 900 MWe A gauche : Contrat Programme CPO Fessenheim. Au milieu : Contrat Programme CPO Bugey. A droite : Contrats Programmes CP1-CP2.	25
Figure 6 : A gauche : Réacteur de 1300 MWe, train P4. Au milieu : Réacteur de 1300 MWe, train P'4. A droite : Réacteur de 1450 MWe, palier N4.	26
Figure 7 : Schéma de principe d'un recombineur catalytique passif d'hydrogène.	31

Figure 8 : Echauffement Direct de l'Enceinte - Ejection de combustible. Bâtiment du réacteur d'une tranche de 900 MWe.	36
Figure 9 : Réacteur EPR - Dispositif de dépressurisation ultime du circuit primaire. Crédit photo : AREVA	43
Figure 10 : Réacteur EPR - Schémas du récupérateur de corium. Crédit photo : AREVA	47
Figure 11 : Réacteur EPR - Récupérateur de corium. Corium étalé et refroidi par le dessus et par le dessous. Crédit photo : AREVA	48
Figure 12 : Réacteur EPR - Récupérateur de corium. Vue de dessus de la chambre d'étalement. Crédit photo : AREVA	49
Figure 13 : Réacteur EPR - Refroidissement PASSIF du corium étalé au moins pendant les douze premières heures de l'accident. Crédit photo : AREVA	49
Figure 14 : Réacteur EPR - Refroidissement ACTIF du corium étalé après les douze premières heures de l'accident. Crédit photo : AREVA	50
Figure 15 : Réacteur EPR - Le tampon d'accès des matériels débouche dans un bâtiment dont l'atmosphère est ventilée et filtrée. Crédit photo : AREVA	51

Liste des tableaux

Tableau 1 : Termes sources S 1, S 2 et S 3 exprimés en pourcentages de l'activité initiale des produits radioactifs présents dans le cœur du réacteur.	23
---	----

1/ Introduction

Ce document présente les grandes lignes des connaissances actuelles sur les accidents graves des Réacteurs à Eau sous Pression (REP).

Tout d'abord, le document expose la physique de la fusion du cœur d'un REP et les modes de défaillance possibles de l'enveloppe de confinement dans un tel cas. Ensuite, il présente les dispositions mises en place à l'égard de tels accidents en France, en particulier l'approche pragmatique qui prévaut pour les réacteurs déjà construits¹. Enfin, le document aborde le cas du réacteur EPR, pour lequel le dimensionnement tient compte explicitement des accidents graves : il s'agit alors d'objectifs de conception et leur respect doit faire l'objet d'une démonstration rigoureuse, en tenant compte des incertitudes.



Cette partie est inspirée du chapitre 15 du livre intitulé « Eléments de Sécurité Nucléaire », par Jacques LIBMANN, EDP Sciences 2000 (2ème tirage), ISBN 2-86883-274-1, collection IPSN.

2/ Définition d'un accident grave

Un accident grave est un accident dans lequel le combustible du réacteur est significativement dégradé par une fusion plus ou moins complète du cœur. Cette fusion est la conséquence d'une élévation importante de la température des matériaux composant le cœur, elle-même résultant d'une absence prolongée de refroidissement du cœur par le fluide caloporteur. Cette défaillance ne peut survenir qu'à la suite d'un grand nombre de dysfonctionnements, ce qui rend sa probabilité très faible (en ordre de grandeur, 10^{-5} par réacteur et par an).

- Pour les centrales existantes, si la dégradation du cœur ne peut pas être stoppée par injection d'eau avant la percée de la cuve (renoyage du cœur), l'accident peut conduire, à terme, à la perte de l'intégrité du confinement et à des relâchements importants de produits radioactifs dans l'environnement.
- Pour le réacteur EPR (European Pressurized water Reactor), des objectifs de sûreté ambitieux ont été fixés ; ils prévoient une réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur. Ces objectifs sont les suivants :
 - « élimination pratique » des accidents pouvant conduire à des rejets précoces importants ;
 - limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur à basse pression.

Exemple d'un accident grave : l'accident de Three Mile Island (accident maîtrisé « in extremis » par ré-injection d'eau dans la cuve) :

En 1979, l'accident de fusion du cœur de la tranche 2 de la centrale de Three Mile Island aux Etats-Unis est venu souligner que des cumuls de défaillances étaient susceptibles de conduire à un accident grave.

La figure 1 illustre l'état du cœur après l'accident de Three Mile Island. Parmi les points remarquables, il faut noter l'existence d'un grand bain fondu dans le cœur, l'effondrement d'une grande partie des crayons de combustible¹ (sous forme de lit de débris) au-dessus du bain et la relocalisation d'une partie du corium vers le fond de la cuve. Il convient de noter également certaines particularités du scénario de l'accident, comme le fait que celui-ci se soit déroulé à pression élevée et que la coulée de corium au fond de la cuve se soit produite après renoyage, au moins partiel, du cœur.

1

Le combustible des centrales nucléaires à eau pressurisée se présente sous forme de pastilles empilées dans des tubes fermés aux deux extrémités : on parle de « crayon » de combustible.

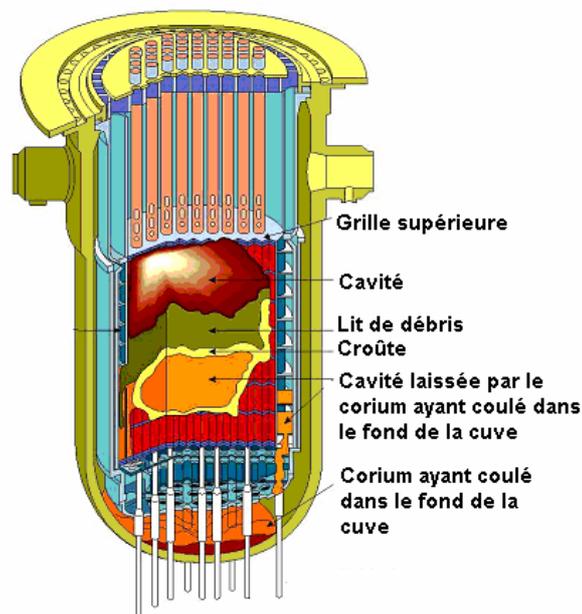


Figure 1 :

Coupe de la cuve montrant le combustible significativement dégradé par une fusion partielle du cœur lors de l'accident de fusion du cœur survenu aux USA à Three Mile Island tranche 2 (TMI-2), près de Middletown, Pennsylvanie, le 28 mars 1979.

3/ Physique de la fusion du cœur et phénomènes associés

3/1

Dénoyage du cœur

3/1/1

Temps de début de dénoyage du cœur

Suivant l'état initial du réacteur, l'initiateur de l'accident, les défaillances des systèmes de sauvegarde ou d'éventuelles erreurs de conduite, le dénoyage du cœur peut être atteint en quelques minutes ou en plusieurs heures, voire plusieurs jours. Le dénoyage du cœur ne mène à sa fusion, et donc à l'accident grave, que s'il n'est plus possible d'injecter dans la cuve un débit d'eau suffisant pour refroidir le cœur intact.

A titre d'exemple, un orifice de 10 cm de diamètre dans le circuit primaire conduirait, en l'absence d'injection d'eau dans le circuit primaire, au dénoyage en 30 minutes des crayons combustibles composant le cœur.

3/1/2

Dénoyage du cœur avec un circuit primaire « en pression »

Il faut noter que les conséquences de l'accident diffèrent selon le niveau de pression dans la cuve lors du dénoyage du cœur et au moment de sa percée (voir paragraphes 5/3/9 et 5/3/7 en particulier). Ainsi, dans la pratique, on parle d'accident de fusion « en pression » lorsque la pression dans la cuve, au moment de sa percée, est supérieure à environ 15 à 20 bars (ordre de grandeur).

On peut donc obtenir un accident de fusion « en pression » dans le cas :

- d'une très petite brèche du circuit primaire ;
- ou d'un renoyage tardif du cœur provoquant une remontée en pression au-delà de 15 à 20 bars juste avant la percée du fond de la cuve ;
- ou bien encore à la suite de défaillances du refroidissement par le circuit secondaire des générateurs de vapeur. Dans ce cas, l'échauffement du fluide primaire, privé de ce refroidissement, conduit à un accroissement de la pression dans le circuit primaire : les soupapes du pressuriseur finissent par s'ouvrir, entraînant un rejet d'eau et de vapeur dans l'enceinte de confinement et un dénoyage du cœur sous haute pression, voisine de la pression normale de fonctionnement.

3/2

Dégradation du combustible

3/2/1

Relâchement des produits de fission

Au fur et à mesure que le niveau d'eau s'abaisse dans le cœur, la partie dénoyée s'échauffe sous l'effet de la puissance résiduelle^[1].

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

Du fait de l'accident, la pression dans la cuve peut être, ou non, supérieure à la pression des gaz^[2] contenus dans les crayons de combustible :

- si la pression dans la cuve est inférieure à la pression des gaz contenus dans les crayons de combustible, les gaines gonflent puis finissent par rompre (voir figure 2) ;
- si la pression dans la cuve est supérieure à la pression des gaz contenus dans les crayons de combustible, les gaines s'écrasent contre les pastilles de combustible ce qui favorise la formation d'un eutectique UO₂-Zr qui fond vers 1200°C à 1400°C (voir figure 3).

[1]

Puissance thermique développée par le réacteur nucléaire à l'arrêt, provenant essentiellement de l'activité des produits de fission.

[2]

Ces gaz se composent du gaz neutre de remplissage initial du crayon auquel s'ajoutent les gaz rares produits par les réactions nucléaires dans les pastilles de combustible contenues dans le crayon (Xénon et Krypton en particulier). La pression de ces gaz dépend de la durée d'irradiation du combustible : à titre d'exemple, cette pression peut varier entre 80 bars et 140 bars pour le REP 1300 MWe (données provenant du rapport de sûreté des tranches de 1300 MWe).

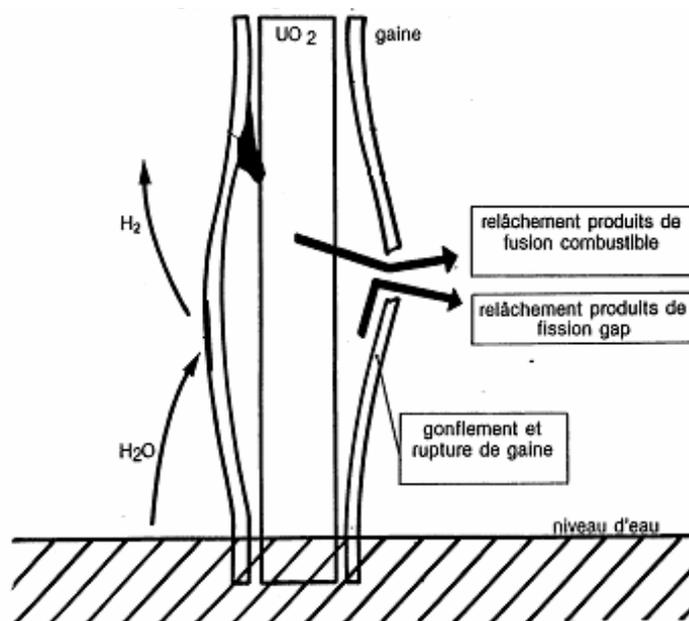


Figure 2 : Mécanismes de dégradation du cœur à basse pression.

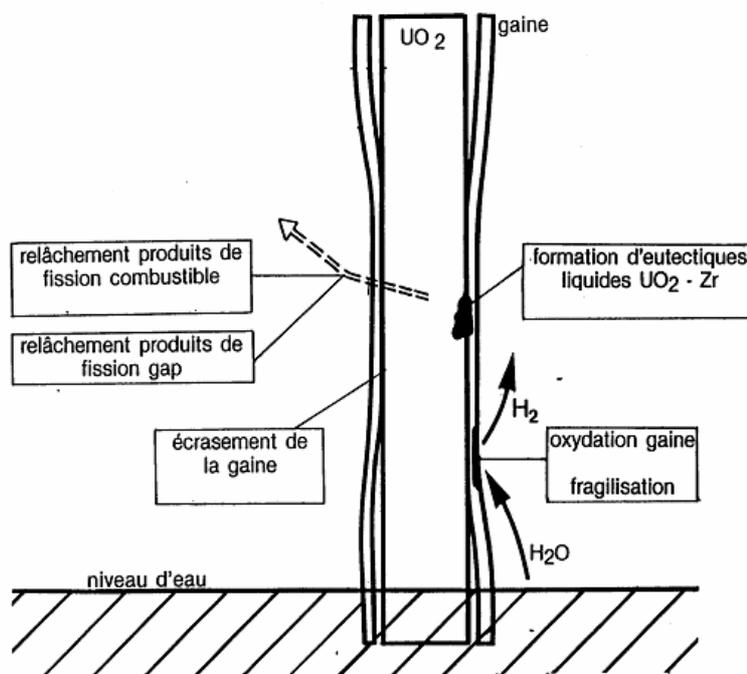


Figure 3 : Mécanismes de fusion du cœur à haute pression.

Dans tous les cas, les gaz de fission (Kr, Xe) et les produits de fission volatils (I, Cs, Br, Rb, Te, Sb) accumulés à l'intérieur des crayons de combustible sont relâchés dans le circuit primaire dès la rupture de ces derniers, ainsi qu'une certaine partie des produits de fission dissous dans le combustible, notamment pour un combustible en fin de vie.

Pour les différents modes de rupture du confinement, les rejets dans l'environnement dépendent des conditions affectant le transfert des produits de fission dans l'installation. Ce transfert dépend principalement de la nature physico-chimique des produits de fission : gaz ou aérosols, forme chimique.

Lors de la dégradation du combustible, la masse d'aérosols (produits de fission, noyaux lourds, matériaux des structures et des grappes de contrôle) relâchée dans l'enceinte de confinement peut être élevée (par exemple environ 1500 kg pour un REP 900). Ces aérosols s'agglomèrent et sédimentent. On peut ainsi obtenir des facteurs de réduction de la masse en suspension dans l'enceinte de confinement variant de 300 (24 h environ après les relâchements) à 2500 (48 h environ après les relâchements) ; ces valeurs ne tiennent pas compte des remises en suspension d'aérosols dues par exemple à des phénomènes dynamiques intervenant dans l'enceinte de confinement.

Le comportement de l'iode nécessite une attention particulière, compte tenu de sa complexité et de l'impact radiologique prépondérant à court terme de cet élément.

Les principales formes physico-chimiques de l'iode présentes dans l'enceinte de confinement lors d'un accident grave sont l'iode moléculaire gazeux (I_2), l'iode particulaire (c'est-à-dire sous forme d'aérosols, par exemple CsI) et l'iode organique gazeux (par exemple ICH_3). De ces trois formes chimiques, l'iode organique est la plus difficile à piéger.

De manière très schématique, suite à la rupture des crayons de combustible, de l'iode est relâché vers le circuit primaire puis l'enceinte de confinement sous forme particulaire et sous forme d'iode moléculaire gazeux.

Dans l'enceinte de confinement, l'iode moléculaire gazeux va alors :

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

Les aérosols d'iode vont quant à eux se déposer sur les parois et les planchers relativement froids de l'enceinte de confinement et, par exemple, être entraînés par la vapeur d'eau condensée vers l'eau du puisard de l'enceinte où ils subissent, sous l'effet de la radioactivité, des

réactions chimiques complexes dont l'effet net est la production d'iode moléculaire gazeux qui se dégage dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement.

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

3/2/2

Relâchement d'hydrogène et fusion du cœur

Lors du dénoyage et de la dégradation du combustible, le zirconium des gaines des crayons de combustible s'oxyde au contact de la vapeur d'eau surchauffée³.

La cinétique rapide de ce phénomène débute vers 1200°C et s'accélère considérablement vers 1500°C⁴. Or :

- la réaction chimique d'oxydation est très exothermique : elle délivre localement une puissance supérieure à la puissance résiduelle ; si le refroidissement est insuffisant pour évacuer cette puissance, la température des matériaux augmente et avec elle la vitesse d'oxydation : on qualifie ce phénomène « d'emballement de la réaction » ;
- la réaction libre de l'hydrogène⁵ dans le circuit primaire qui sera transporté jusque dans l'enceinte de confinement. La combustion de l'hydrogène dans l'enceinte de confinement peut conduire à une déflagration qui peut elle-même, dans certaines conditions, se transformer en détonation ;
- les gaines sont fragilisées, ce qui accroît leur vulnérabilité en cas de choc thermique.

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

De manière schématique :

- entre 900°C et 1800°C, les constituants métalliques du cœur fondent ou se vaporisent ;
- au-delà de 1800°C, les constituants « oxydes » du cœur fondent.

Il faut cependant atteindre 2700°C à 2800°C pour que se produise la fusion de l'oxyde d'uranium lui-même ; toutefois, l'existence d'eutectiques avec le zirconium et l'acier des barres de contrôle du cœur peut entraîner des coulées à des températures plus basses. Cette fusion conduit à un effondrement local puis général du cœur du réacteur avec formation d'un « corium », amas de combustible et de matériaux de structure (supportant le combustible dans la cuve en fonctionnement normal du réacteur) fondus et mélangés, maintenu en fusion par le dégagement de la puissance résiduelle due à la décroissance radioactive des produits de fission piégés dans le corium.

3

$Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2 + \Delta H$
 ΔH de -600 à -700 kJ/mole Zr
(0,0442 kg H₂ par Kg Zr oxydé)

4

A 1500°C, une phase ZrO₂ cubique apparaît, en équilibre avec une phase ZrO₂ tétragonale, stable à une température inférieure à 1500°C. Le coefficient de diffusion de l'O₂ dans la phase ZrO₂ cubique étant plus élevé que dans la phase tétragonale, la cinétique d'oxydation du Zr augmente très rapidement.

5

L'oxydation complète d'un kilogramme de zircaloy produit environ 0,5 m³ d'hydrogène à température et pression normales. Compte tenu des quantités de zirconium présentes dans les combustibles des différentes installations, cela correspond à la production d'un kg environ d'hydrogène par MWe.

Les produits de fission les plus volatils sont alors sortis en quasi-totalité du combustible.

3/3

Rupture du circuit primaire en situation d'accident grave

3/3/1

Rupture induite de tubes de générateur de vapeur

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

3/3/2

Rupture du fond de la cuve

L'effondrement des éléments constitutifs du cœur dans le fond de la cuve provoque son percement au bout de quelques dizaines de minutes à quelques heures, délai qui est fonction de la masse de corium dans le fond de la cuve et de la disponibilité d'eau pour évacuer, par vaporisation, une partie de la chaleur accumulée dans le corium.

S'il y a de l'eau dans le fond de la cuve ou bien du puits de cuve, de fortes interactions entre le corium et l'eau peuvent générer une vaporisation « quasi-instantanée » et massive de l'eau, phénomène appelé « **explosion de vapeur** » (voir paragraphe 5/3/3).

Par ailleurs, si le circuit primaire est en pression au moment du percement de la cuve, il peut y avoir dispersion de corium dans l'enceinte de confinement au moment de sa sortie de la cuve, produisant une rapide montée en pression par transfert très rapide, vers l'atmosphère gazeuse de l'enceinte, de la chaleur contenue dans le corium fondu, phénomène appelé « **échauffement direct de l'enceinte** » (voir paragraphe 5/3/9).

Lorsque le corium vient au contact du radier en béton du puits de cuve, ce radier se décompose sous l'effet de la chaleur transmise par le corium, phénomène appelé « **interaction corium-béton** » (voir paragraphe 5/3/7).

4/ Modes de défaillance de l'enceinte de confinement

4/1

Le rapport Rasmussen

4/1/1

Historique

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

Cette étude globale a comporté une recherche systématique des scénarios d'accidents envisageables ; les conclusions globales sont exprimées sous forme de courbes donnant des probabilités en fonction du nombre de morts « attendus » (par cancers).

Le rapport Rasmussen, publié en 1975 sous les références WASH 1400 et NUREG 75-014, est le premier exemple d'étude probabiliste de sûreté allant jusqu'à chiffrer les probabilités de conséquences pour les populations.

Comme de nombreux autres organismes de sûreté, les organismes de sûreté français se sont aussitôt intéressés à cette étude pour en tirer, malgré les larges incertitudes relatives tant aux probabilités qu'aux conséquences, des conclusions pratiques en termes d'amélioration de la sûreté et de définition de plans d'intervention.

L'accident de Three Mile Island a notamment accéléré les réflexions sur ce thème.

4/1/2

Classification des modes de défaillance de l'enceinte de confinement

La classification des modes de défaillance de l'enceinte de confinement introduite par Rasmussen est toujours utilisée. On y trouve cinq modes principaux schématisés sur la figure 4 :

- le mode α : explosion de vapeur dans la cuve ou le puits de cuve, provoquant la défaillance à court terme de l'enceinte de confinement ;
- le mode β : défaut d'étanchéité de l'enceinte, initial ou rapidement induit ;
- le mode γ : explosion d'hydrogène dans l'enceinte conduisant à sa défaillance ;
- le mode δ : mise en surpression lente dans l'enceinte conduisant à sa défaillance ;
- le mode ε : traversée du radier en béton par le corium conduisant à sa percée ;

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

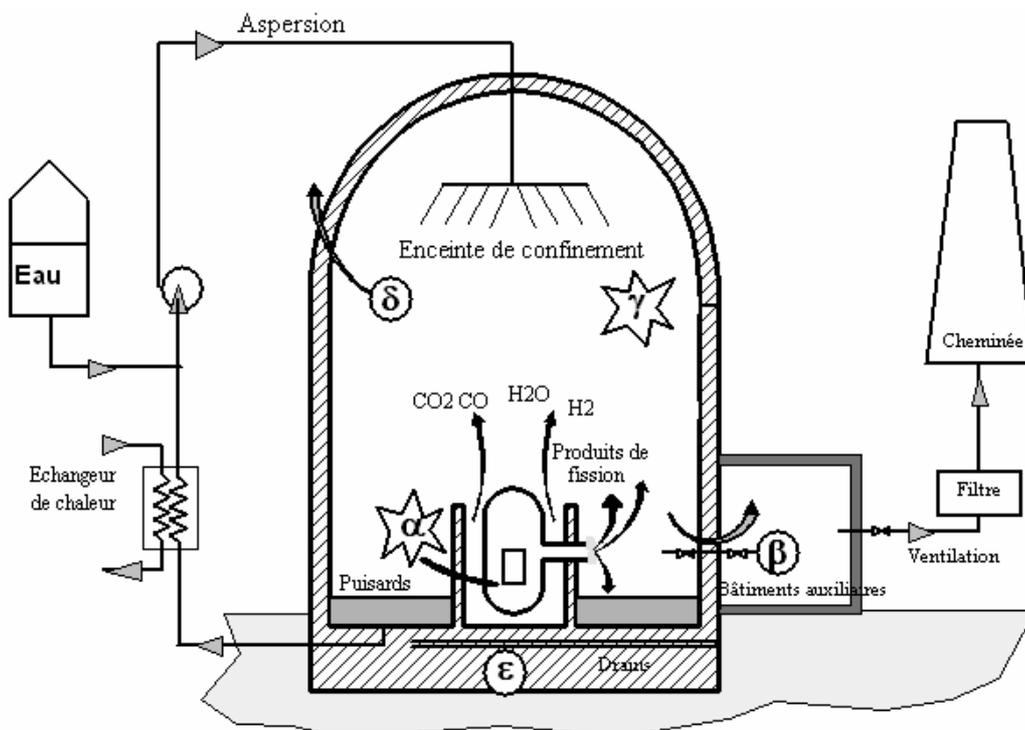


Figure 4 :
Modes de défaillance de
l'enceinte de confinement,
d'après le rapport Rasmussen.

4/2

Autres modes de défaillance

Postérieurement à la parution du rapport Rasmussen, le risque de perte d'étanchéité de l'enceinte de confinement due à l'échauffement direct de l'enceinte a été identifié aux Etats-Unis (début des années 80).

De plus, entre 1987 et 1990, lors de l'élaboration par l'IPSN (aujourd'hui IRSN) de l'Etude Probabiliste de Sûreté de niveau 1 (voir paragraphe 5/4), des scénarios pouvant mener à un risque d'insertion de réactivité dans le cœur et présentant une fréquence élevée ont été identifiés. Une insertion de réactivité se traduit par un accroissement soudain et important de la puissance nucléaire dégagée dans le cœur et peut mener à une explosion qui pourrait endommager la cuve ou l'enceinte de confinement.

5/ L'approche retenue pour les REP actuels en exploitation

5/1

Introduction

Les rejets dans l'environnement provoqués par l'accident de Three Mile Island ont été très faibles grâce à la reprise du refroidissement du cœur et au maintien de l'intégrité de la cuve. Pourtant, pendant plusieurs jours, les responsables de la centrale ainsi que les autorités locales et fédérales se sont demandés comment les choses étaient susceptibles d'évoluer et s'il fallait évacuer des populations (seules les femmes enceintes l'ont été).

Il est alors apparu indispensable de réfléchir aux moyens qui permettraient de gérer une fusion du cœur de manière moins improvisée, si une telle situation devait se reproduire malgré l'amélioration des mesures de prévention. Pour cela, il fallait améliorer les connaissances sur le comportement des enceintes de confinement, même dans des conditions très éloignées de celles retenues pour leur conception, et disposer d'outils de prévision des évolutions possibles d'une situation accidentelle, des rejets correspondants et de leurs transferts dans l'environnement dans les conditions précises de l'accident, de façon à permettre aux responsables de prendre, en temps utile, les décisions les plus adaptées à la protection des personnes et de l'environnement.

La recherche de moyens permettant de limiter les conséquences des accidents graves s'est donc articulée selon deux directions complémentaires :

- la caractérisation simplifiée de types de rejets (voir paragraphe 5/2) ;

- l'étude des modes de défaillance de l'enceinte de confinement et des moyens d'y faire face, dans les meilleures conditions possibles (voir paragraphe 5/3). Ce travail a notamment nécessité le développement, tant à EDF qu'à l'IPSN (maintenant IRSN), d'études probabilistes de sûreté permettant d'identifier les séquences menant à la fusion du cœur et de déterminer leurs fréquences et leurs conséquences (voir paragraphe 5/4).

Les enseignements de ces travaux ont servi de base à la rédaction par EDF de Guides d'Intervention en situation d'Accident Grave (voir paragraphe 5/5) de manière à apporter une aide aux équipes de crise.

Il a également fallu que les pouvoirs publics français définissent les mesures de protection des populations à mettre en œuvre autour des sites nucléaires (voir paragraphe 5/6).

5/2

Caractérisation simplifiée de types de rejets : les « termes sources »

5/2/1

Définition

L'IPSN (maintenant IRSN) a cherché à caractériser des rejets types appelés « termes sources » : **un « terme source » est un rejet typique, caractéristique d'une famille de réacteurs et représentatif d'un type d'accident, c'est-à-dire, en général, d'un mode de défaillance de l'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 ultimes.**

Trois « termes sources » de gravité décroissante ont donc été définis en 1979 (voir tableau 1) :

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

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

Tableau 1 :
Termes sources S 1, S 2 et S 3
exprimés en pourcentages de
l'activité initiale des produits
radioactifs présents dans le cœur
du réacteur.

5/2/2

Impact radiologique

Le « terme source » S 3 est aujourd'hui « représenté » par un rejet par le système d'éventage et de filtration de l'enceinte (voir paragraphe 5/3/6), étalé entre 24 h et 48 h après le début de l'accident.

Au début des années 80, il a été constaté que la mise en œuvre de mesures de protection des populations autour des sites nucléaires permettrait d'assurer une protection « satisfaisante » des populations pour un rejet correspondant au « terme source » S 3, compte tenu des niveaux d'intervention recommandés à l'époque par les organisations internationales (voir paragraphe 5/6).

On constate que l'impact radiologique prépondérant à court terme dans l'environnement dépend principalement du rejet d'iode et que les conséquences à plus long terme d'un accident dépendent principalement du rejet de césium : en termes pratiques, le rejet d'iode « pilote » la gestion de l'accident à court terme alors que le rejet de césium « pilote » la gestion de l'accident à moyen et long termes.

5/2/3

Amélioration des connaissances

L'amélioration des connaissances  permettrait aujourd'hui de faire évoluer les « termes sources » et notamment le « terme source » S 3.



Depuis l'accident de Three Mile Island, l'IRSN développe des programmes de recherches expérimentales et théoriques pour ce qui concerne la phénoménologie des accidents graves. Le lecteur intéressé pourra se référer au rapport IRSN-2006/73 Rev 1 intitulé : « R&D relative aux accidents graves dans les réacteurs à eau pressurisée : Bilan et perspectives. ». Ce rapport est disponible sur le site internet de l'IRSN.

Cependant, des incertitudes demeurent aujourd'hui, par exemple sur le comportement des iodes et des aérosols, ainsi que sur l'interaction corium-béton, malgré la réalisation de programmes expérimentaux importants (notamment le programme PHEBUS au Centre d'Etudes Nucléaires de Cadarache et le programme international actuel initié par l'IRSN, dénommé Terme Source, dont l'objet est de réduire les incertitudes concernant l'évaluation des rejets de produits radioactifs dans l'environnement en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur à eau légère).

5/3

Etude des modes de défaillance de l'enceinte de confinement

5/3/1

Introduction

En parallèle avec la définition des « termes sources », les études françaises ont examiné les différents modes de défaillance de l'enceinte de confinement retenus par Rasmussen et leur vraisemblance pour les installations françaises ainsi que les moyens qui permettraient de limiter leur probabilité ou leurs conséquences par un renforcement de la dernière barrière de confinement.

Comme l'étude de Rasmussen, les études françaises ont été faites avec un souci de réalisme. Il s'agissait non pas de réaliser une démonstration de sûreté avec des hypothèses majorantes mais de rechercher des améliorations de façon pragmatique pour des 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 études et les décisions prises s'appuyaient à l'époque sur des connaissances encore parcellaires ; ceci justifiait le lancement ou la poursuite en parallèle de recherches expérimentales et théoriques dans des domaines difficiles. **Les justifications des choix retenus n'ont donc pas le degré de certitude obtenu pour les situations de dimensionnement des installations.** Il s'agit là d'une des caractéristiques fondamentales des études relatives à la gestion des accidents graves sur les REP actuels, caractéristique qui évolue cependant avec l'acquisition de nouvelles connaissances.

A partir de 1981, des procédures ultimes et des dispositions destinées à éviter ou à réduire les conséquences radiologiques des accidents graves, ont ainsi été progressivement proposées par EDF et leurs principes

acceptés par les organismes de sûreté. Elles sont maintenant en place sur l'ensemble des tranches du parc.

5/3/2

Conception des enceintes de confinement des REP actuels français

5/3/2/1

Réacteurs de 900 MWe

Les enceintes de confinement en béton précontraint des réacteurs de 900 MWe¹ sont pourvues d'une peau d'étanchéité interne en acier (voir figure 5).

1

Les réacteurs de 900 MWe sont regroupés dans 3 « Contrats Programmes » : CP0, CP1 et CP2, le numéro respectant l'ordre chronologique.

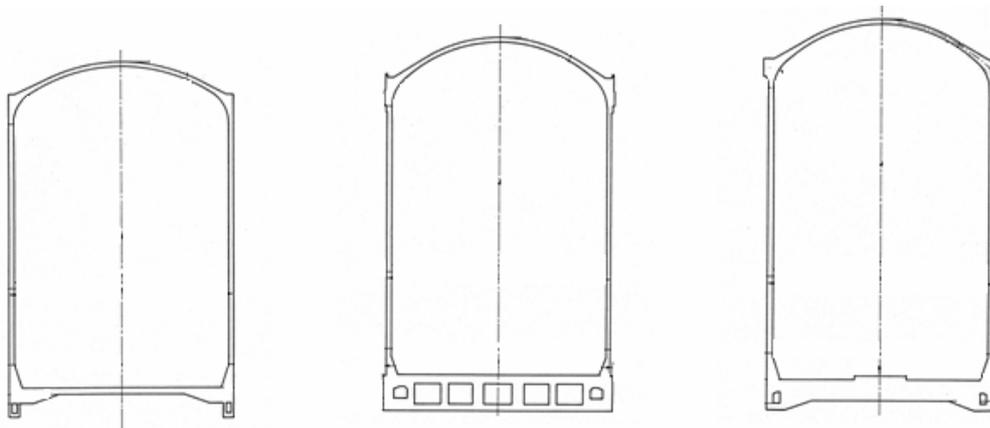


Figure 5 :
Réacteurs de 900 MWe
A gauche :
Contrat Programme CP0
Fessenheim.

Au milieu :
Contrat Programme CP0
Bugey.

A droite :
Contrats Programmes CP1-CP2.

5/3/2/2

Réacteurs de 1300 MWe et 1450 MWe

Pour les enceintes de confinement des réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe², l'évaluation de leur tenue mécanique en cas d'accident grave se pose en des termes différents de celles des REP de 900 MWe puisque ces enceintes ne sont pas équipées d'une peau d'étanchéité interne en acier, mais sont en fait des enceintes doubles en béton précontraint (enceinte de confinement interne) et en béton armé (enceinte de confinement externe) (voir figure 6). Elles sont dotées d'un circuit de mise en dépression de l'espace entre les deux enceintes (circuit EDE) qui a pour rôle en cas d'accident :

- d'établir et de maintenir une dépression suffisante dans cet espace pour imposer un sens des fuites vers l'espace entre enceintes depuis l'extérieur et depuis l'intérieur du bâtiment du réacteur ;
- d'éviter le transfert direct d'air contaminé à l'extérieur du bâtiment du réacteur ;

2

Le premier train des réacteurs de 1300 MWe est le train P4 et le second est le train P'4.

- d'assurer la purification (filtration et piégeage des iodes) des fuites d'air contaminé venant de l'enceinte interne avant rejet par la cheminée.

Le circuit EDE joue donc un rôle essentiel sur le plan de la protection des populations, par la limitation des rejets radioactifs dans l'environnement.

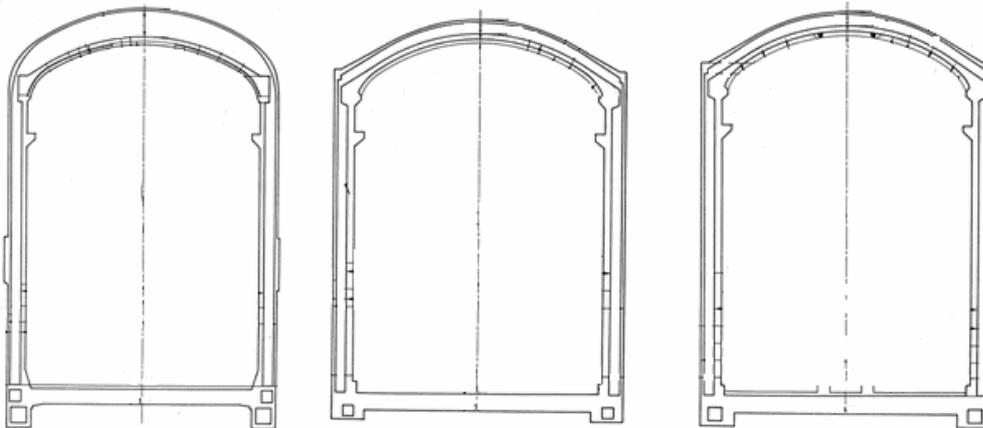


Figure 6 :

A gauche :
Réacteur de 1300 MWe,
train P4.

Au milieu :
Réacteur de 1300 MWe,
train P'4.

A droite :
Réacteur de 1450 MWe,
palier N4.

5/3/3

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

5/3/3/1

Définition

Le terme « **explosion de vapeur** » désigne un phénomène de vaporisation explosive engendré par un transfert de chaleur très rapide entre un matériau liquide surchauffé et de l'eau. La vaporisation intense de l'eau est alors si rapide que la pression locale conduit à une fragmentation fine du matériau liquide surchauffé ; cette fragmentation augmente d'autant la surface d'échange avec l'eau, donc le transfert rapide d'énergie, et peut entraîner une explosion.

5/3/3/2

Paramètre clé d'une explosion de vapeur

En cas de contact entre du combustible fondu surchauffé et de l'eau, le paramètre clé qui détermine la violence de l'explosion est donc la surface d'échange initiale, donc le degré de fragmentation du combustible lors de son interaction avec l'eau.

Pour un réacteur à eau sous pression, si du combustible liquide tombe dans l'eau (coulée de combustible fondu dans un fond de cuve

contenant de l'eau ou bien dans un puits de cuve noyé), la dispersion du combustible dans l'eau est très importante. La surface d'échange entre le combustible et l'eau peut alors devenir très grande (quelques milliers de m²), d'où un risque d'explosion de vapeur.

5/3/3

Application au cas d'un réacteur

Lors d'un accident grave avec fusion du cœur, en l'absence de possibilité de renoyage dans la cuve, le corium s'écoule d'abord dans le fond de la cuve puis, en cas de traversée de cette cuve, dans le puits de cuve.

Dans les deux cas, si le corium est surchauffé et suffisamment fragmenté, et s'il y a de l'eau dans le fond de la cuve ou dans le puits de cuve (résultant par exemple du fonctionnement du système d'aspersion), il peut se produire, au contact avec l'eau, une explosion de vapeur dont l'énergie, avec des hypothèses pessimistes, pourrait en théorie être suffisante pour provoquer l'émission de projectiles pouvant affecter l'intégrité de l'enceinte de confinement. Le mode α correspond à ce phénomène.

Les experts considèrent cependant, malgré les incertitudes, qu'une perte de l'intégrité de l'enceinte de confinement par suite de l'impact de projectiles est peu plausible.

Concernant l'explosion de vapeur dans un puits de cuve noyé, des travaux de R&D en cours à l'IRSN visent à vérifier qu'une telle explosion de vapeur ne génère pas un ébranlement de la structure susceptible de générer une perte d'étanchéité du confinement.

Actuellement, le mode α de défaillance à court terme de l'enceinte de confinement suite à une éventuelle explosion de vapeur dans la cuve ou le puits de cuve noyé ne fait pas l'objet de procédures ou de dispositions particulières sur les tranches françaises en exploitation.

5/3/4

Défaut d'étanchéité initial de l'enceinte

En fonctionnement normal, l'étanchéité de l'enceinte de confinement est surveillée en continu par comparaison du taux d'introduction d'air comprimé dans l'enceinte avec l'évolution de sa pression interne.

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 cette enceinte avant le chargement du réacteur, puis tous les dix ans, permet de comparer son taux de fuite global à celui fixé par les prescriptions techniques.

L'ensemble de ces contrôles doit permettre d'éviter des défauts importants d'étanchéité préexistants à un accident. Des fuites peuvent cependant se produire si l'isolement automatique des différentes traversées présente des défaillances ou si les sas présentent des défauts d'étanchéité.

Ce mode de défaillance du confinement, le mode β , est très important, puisqu'il pourrait permettre des relâchements directs de radioactivité dans l'environnement très tôt au cours du déroulement de l'accident. Ce court délai ne permettrait pas une décroissance suffisante des radionucléides en suspension dans l'enceinte de confinement pour pouvoir protéger, de façon satisfaisante, les populations proches dans tous les cas.

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

L'appellation « U 2 » regroupe en fait un ensemble d'actions qui définissent :

- les conditions de surveillance du confinement par mesure de l'activité rejetée par la cheminée, de l'activité présente dans les puisards, les locaux périphériques et leurs systèmes de ventilation, ainsi que par la vérification de l'état des organes d'isolement ;
- les types d'actions à effectuer, comme la confirmation d'ordres d'isolement, la localisation des fuites et la recherche de moyens de les supprimer, le confinement de locaux ou, plus tard, la ré-injection, dans le bâtiment du réacteur, d'effluents liquides recueillis dans les bâtiments périphériques.

5/3/5

Explosion d'hydrogène dans l'enceinte

5/3/5/1

Production et combustion d'hydrogène

Au cours de la dégradation du cœur, une grande partie du zirconium et des autres métaux présents dans la cuve, notamment le chrome, est oxydée par la vapeur d'eau, avec libération d'hydrogène. Tant que cet hydrogène reste dans le circuit primaire, il ne peut pas brûler puisqu'il

n'y a pas d'oxygène libre. Ce n'est plus le cas lorsqu'il est relâché dans l'atmosphère de l'enclume de confinement.

Toutefois, pour qu'il y ait explosion, il faut à la fois des conditions de mélange appropriées entre l'hydrogène, l'air et la vapeur d'eau (la vapeur d'eau peut inhiber la réaction de combinaison de l'hydrogène avec l'oxygène) et un amorçage de la combustion.

Par ailleurs, l'interaction entre le corium et le béton peut produire, en 48 heures, une quantité d'hydrogène équivalente à celle due à la réaction d'oxydation du zirconium contenu dans le coeur. Cependant, les vitesses de relâchement de l'hydrogène dans l'enclume de confinement ne sont élevées que lors de l'oxydation des métaux dans la cuve et dans les tout premiers instants de l'interaction corium-béton.

Le mode γ correspond à la défaillance du confinement due à une **explosion de l'hydrogène** et du monoxyde de carbone (créé lors de l'interaction du corium avec le béton après la percée du fond de la cuve) présents dans l'atmosphère de l'enclume de confinement.

Il faut en fait bien distinguer deux types de combustion : la **déflagration** et la **détonation** dont les conditions et les conséquences sont très différentes.

5/3/5/2

Déflagration d'hydrogène

La **déflagration** est une combustion qui, une fois amorcée, se propage sous l'effet de l'échauffement du gaz par conduction et de la diffusion de radicaux libres dans la zone des gaz non brûlés.

Une déflagration se propage à une vitesse de quelques mètres par seconde. Elle peut se déclencher pour des proportions d'hydrogène relativement faibles : la littérature indique un seuil de l'ordre de 4 % en volume en air sec ; l'énergie nécessaire au déclenchement de la déflagration est faible en air sec, inférieure au milli joule : un point chaud de l'ordre de 500°C peut provoquer l'ignition du mélange hydrogène-air en l'absence de vapeur d'eau. Par contre, au delà d'une concentration en vapeur d'eau de 55 % à 60 % en volume, il n'y a plus de risque de déflagration : on parle d'enclume « inertée » par la vapeur d'eau.

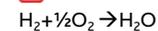
5/3/5/3

Détonation et Transition Déflagration Détonation

Le phénomène de détonation consiste en une onde de combustion (onde de choc) se propageant à des vitesses supersoniques. Les vitesses typiques des détonations sont de l'ordre de 1 000 à 2 200 m/s.

Pour qu'il y ait ignition directe d'une détonation, il faut que la composition du mélange hydrogène-air soit dans le domaine de

3



$\Delta H = 1,21 \cdot 10^8 \text{ J/kg}$ (l'énergie d'oxydation de 1 kg d'hydrogène est équivalente à celle produite par l'explosion de 26 kg de TNT)

détonation, que le volume contenant le mélange ait une taille suffisante et aussi que l'énergie soit suffisante pour l'amorçage de la réaction. L'énergie nécessaire pour initier une détonation directe en air sec est de 500 kJ pour 19 % en volume d'hydrogène et de plus de 200 MJ pour 12 % en volume d'hydrogène ! Pour une teneur en vapeur d'eau de 30 % en volume dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement, il faut 200 MJ pour initier une détonation directe d'un mélange stœchiométrique hydrogène-air. En raison des valeurs élevées des énergies d'amorçage, une détonation directe est jugée peu probable dans une enceinte de confinement de réacteur lors d'un accident grave avec fusion du cœur.

Par contre, lors d'une déflagration d'hydrogène, il peut se produire, dans certaines conditions, sous l'effet des instabilités hydrodynamiques et de la turbulence⁴, une accélération de la flamme conduisant à une détonation. Ce phénomène porte le nom de Transition Déflagration Détonation (TDD).

5/3/5/4

Le « risque hydrogène » pour les réacteurs français

La concentration moyenne d'hydrogène atteinte dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement d'un REP français en cas d'accident grave est largement suffisante pour permettre la déflagration de l'hydrogène dès lors que cette déflagration n'est pas rendue impossible par la présence de vapeur d'eau. Une telle déflagration se produirait vraisemblablement rapidement, lors de la dégradation du cœur dans la cuve, bien avant la production d'hydrogène et de monoxyde de carbone due à l'interaction corium-béton.

De plus, si la concentration de la vapeur d'eau dans l'enceinte diminue (par exemple par suite de la mise en service du système d'aspersion qui va condenser en partie cette vapeur), la concentration d'hydrogène augmente en proportion et le risque d'une déflagration d'hydrogène également. Par conséquent, l'instant de mise en service du système d'aspersion lors d'un accident grave peut avoir un effet significatif sur le déroulement de l'accident (déclenchement d'une déflagration d'hydrogène).

Si l'on suppose une déflagration de la totalité de l'hydrogène produit par l'oxydation des gaines en zircaloy de la « partie active⁵ » du cœur, le pic de pression en résultant pourrait affecter l'étanchéité de l'enceinte de confinement des REP français.

⁴

Turbulence induite notamment par la présence d'obstacles sur le parcours de la flamme.

⁵

La « partie active » du cœur correspond à environ 80 % de la masse totale de zircaloy contenu dans le cœur.

5/3/5/5

Mise en place de recombineurs catalytiques passifs

Face aux risques de dépassement de la pression de dimensionnement de l'enceinte de confinement en cas de déflagration de l'hydrogène contenu dans celle-ci, l'autorité de sûreté nucléaire française (à l'époque la DGSNR) a demandé en 2001 à EDF de procéder à l'installation de recombineurs catalytiques passifs d'hydrogène dans l'ensemble des réacteurs du parc français, ce qui a été fait. Cette décision tenait compte également des décisions d'implantation de recombineurs d'hydrogène dans les pays voisins (Belgique, Suisse, Allemagne...).

Le principe de fonctionnement d'un recombineur catalytique passif d'hydrogène est le suivant (voir figure 7) : l'hydrogène, mélangé à l'oxygène, à l'azote et à la vapeur d'eau contenus dans l'atmosphère de l'enceinte, est recombéné en vapeur d'eau au contact de plaques catalytiques.

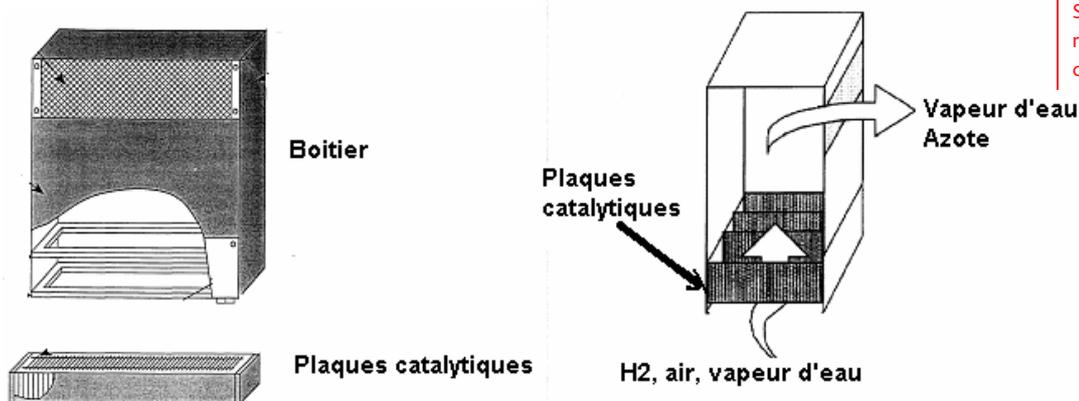


Figure 7 :
Schéma de principe d'un
recombineur catalytique passif
d'hydrogène.

A titre d'illustration, 118 petits recombineurs ont été mis en place dans les tranches du palier P'4 ; ils correspondent à une capacité de recombinaison d'environ 100 kg par heure d'hydrogène dans une atmosphère à 4 % en volume d'hydrogène et d'environ 250 kg par heure d'hydrogène dans une atmosphère à 8 % en volume d'hydrogène.

De manière générale, la cinétique de recombinaison est « lente » par rapport à la cinétique de la production d'hydrogène lors de l'oxydation des métaux dans la cuve (au tout début de la production d'hydrogène dans l'enceinte de confinement, la cinétique de production d'hydrogène peut excéder celle de la recombinaison d'un facteur 10).

Les recombineurs sont 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 des matériels tient compte des risques d'empoisonnement

des plaques catalytiques par les aérosols provenant du cœur fondu et de l'acide borique provenant du fonctionnement du système d'aspersion. Les recombinaisons sont dimensionnées pour résister aux chargements dus aux températures et aux pressions pouvant résulter d'un accident grave, pour rester intègres en cas d'un séisme, et fonctionnent à partir d'une concentration en hydrogène d'environ 2 % en volume.

5/3/6

Mise en surpression lente dans l'enceinte

Le mode δ correspond à une défaillance de l'enceinte de confinement par surpression à moyen terme, 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 libération progressive d'une très grande quantité de gaz pendant l'érosion du béton du radier par le corium. A ces gaz peut s'ajouter la vapeur produite par 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 par le système d'aspersion de l'enceinte, la pression dans l'enceinte de confinement monterait alors inexorablement, atteindrait la pression de dimensionnement au bout d'environ 24 heures mais sans s'arrêter là.

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 l'enceinte, constitué par un système d'éventage volontaire avec filtration, permettant de :

- limiter la pression à l'intérieur de l'enceinte de confinement ;
- réduire d'un facteur 10 au moins les relâchements d'aérosols contenus dans les gaz rejetés ;
- canaliser les gaz filtrés vers la cheminée où leur radioactivité peut être mesurée et qui améliore leur dispersion dans l'atmosphère.

La solution retenue a consisté à utiliser une traversée existante de l'enceinte prévue pour sa décompression lors de l'épreuve de réception et des épreuves périodiques ultérieures. Un système de vannes, un dispositif de détente et un caisson de filtration à lit de sable d'une surface de 42 m² et d'une épaisseur de 80 cm sont intercalés entre cette traversée et la cheminée.

Les études sur l'efficacité de la filtration par lit de sable et l'optimisation des caractéristiques de ce lit ont été menées par l'IPSN (maintenant IRSN) dans ses installations de recherche de Cadarache. Ces études ont montré la possibilité d'obtenir, voire de dépasser l'efficacité minimale recherchée : les essais FUCHIA (tests à l'échelle 1 du filtre) ont montré une efficacité de filtration, dans le sable du filtre, supérieure à 100 pour les aérosols.

Une analyse détaillée de l'ensemble du dispositif a ultérieurement montré que, en raison de l'accumulation des radionucléides dans le sable du filtre, l'utilisation de ce dernier poserait des problèmes de protection radiologique sur le site et de refroidissement du filtre. De plus, il fallait éviter qu'une déflagration d'hydrogène puisse se produire dans les tuyauteries du filtre, en cas de condensation rapide dans les tuyauteries de la vapeur d'eau contenue dans l'atmosphère de l'enceinte. Diverses mesures complémentaires ont alors été définies. Plus récemment, un préfiltre a été installé à l'intérieur même de l'enceinte de confinement ce qui résout de manière globale et satisfaisante l'ensemble des problèmes résiduels.

La procédure d'éventage et de filtration de l'enceinte (nommée U 5) ne serait mise en œuvre sur un site, en situation d'accident grave, qu'en concertation étroite avec les pouvoirs publics.

Comme indiqué plus haut, le « terme source » S 3 est aujourd'hui représenté par un rejet par le système d'éventage et de filtration U 5 étalé entre 24 h et 48 h après le début de l'accident.

5/3/7

Traversée du radier en béton par le corium

5/3/7/1

Mode ε

Le mode ε correspond à la défaillance de l'étanchéité du radier du fait de sa traversée par le corium.

La défaillance de la cuve après fusion du cœur entraîne la chute du corium formé sur le béton au fond du puits de cuve. Ce béton se décompose alors sous l'effet de la chaleur transmise par le corium. Cette chaleur est due à la puissance résiduelle dégagée dans le corium, augmentée, dans une première phase, par celle due à l'oxydation des métaux présents dans le corium comme l'acier de la cuve ou le zirconium. Ce phénomène porte le nom d'« **interaction corium-béton** ».

De la vapeur d'eau et du gaz carbonique sont relâchés lors de la décomposition thermique du béton. Ils traversent le corium et contribuent à l'oxydation des matériaux métalliques encore présents et à la production associée d'hydrogène et de monoxyde de carbone, tous deux combustibles.

Les oxydes de calcium et de silice du béton fondu sont progressivement intégrés au corium.

Après la fin des réactions d'oxydation, le corium se refroidit progressivement et consiste principalement en un mélange d'oxydes. Ce dernier, qui contient l'essentiel des produits radioactifs non volatils, se

maintient à des températures comprises entre 1300 et 1500°C, ce qui permet d'atteindre un quasi-équilibre entre la puissance résiduelle produite et son évacuation via les pertes thermiques à la surface du corium et à l'interface entre le corium et le béton.

L'érosion du béton cesse lorsque la température de l'interface entre le corium et le béton devient inférieure à la température de décomposition du béton, soit 1100°C environ.

Dans l'état actuel des installations et des connaissances, ce phénomène peut aboutir à la percée totale du radier, dans un délai variable selon les caractéristiques du radier (nature du béton⁶, épaisseur du radier⁷), supérieur à 24 h, sauf pour la centrale de Fessenheim. De plus, les différents gaz libérés par cette interaction entraînent une augmentation progressive de la pression de l'atmosphère de l'enceinte de confinement.

5/3/7/2

Dispositions U 4

En raison de la présence, dans la conception initiale des centrales d'EDF, d'un réseau de tuyaux horizontaux dans le radier (les dispositifs d'auscultation du radier), **EDF a pris des dispositions de construction palliatives pour empêcher le relâchement d'éléments radioactifs par ces voies lors de l'interaction corium-béton** (remplissage au moyen d'un mortier injecté ou fermeture par des bouchons métalliques appropriés, soudés aux extrémités des tuyaux).

Pour le cas spécifique des tranches du site de Cruas dont le radier repose sur des patins anti-sismiques placés sur un deuxième radier, l'espace libre entre les radiers est en communication avec l'atmosphère et pourrait constituer, en cas d'accident grave avec fusion du cœur, un chemin de fuite conduisant à des rejets dans l'atmosphère non filtrés. **Ceci a conduit EDF à mettre en place des dispositions spécifiques (dites U 4-Cruas) permettant d'éviter de tels rejets.** Ces dernières consistent, d'une part à dépressuriser l'enceinte pour obtenir une égalité de pression avec l'espace libre entre les radiers au moment de la percée du premier radier par le corium, d'autre part à complètement noyer cet espace avec de l'eau.

5/3/7/3

Dispositions envisageables en cas de percée du radier par le corium

En cas de percée du radier par le corium, les gaz présents dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement seraient poussés hors de l'enceinte par la pression interne régnant dans cette enceinte. Les rejets atmosphériques qui en résulteraient seraient cependant « filtrés » à

6

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

7

L'épaisseur du radier est de 4,20 m pour les tranches de 900 MWe (sauf pour les centrales de Fessenheim et Bugey) et de 3 m environ pour les tranches de 1300 et de 1400 MWe.

travers le sol. Ces rejets atmosphériques entraîneraient alors des contaminations des cours d'eau par dépôt direct ou ruissellement⁸.

En parallèle, le corium pénétrerait dans le sol et s'arrêterait après un trajet de quelques mètres, la diminution de la puissance résiduelle et l'augmentation du volume du corium par addition de terre permettant alors son refroidissement, puis sa solidification, par conduction thermique dans le sol.

La lixiviation⁹ du corium pourrait alors polluer les nappes d'eau souterraines, à plus ou moins long terme. De plus, l'eau contenue dans le fond de l'enceinte de confinement, très chargée en produits radioactifs, pourrait elle-même se déverser dans le sol à travers l'orifice créé dans le radier. Des produits radioactifs pourraient donc atteindre la nappe phréatique sous-jacente.

La contamination serait alors entraînée par l'écoulement de la nappe jusqu'à un exutoire tel qu'un cours d'eau ou un puits de captage d'eau. L'importance et les délais de transfert dépendent, entre autres, de la configuration hydrogéologique du site ; ils sont donc très variables d'un site à un autre (délais de transfert généralement de l'ordre de plusieurs semaines).

Dans un tel cas, il serait possible de limiter la contamination en construisant une enceinte géotechnique s'opposant aux écoulements d'eau pour empêcher la migration des produits de fission. Il faudrait alors pomper l'eau contaminée contenue à l'intérieur du sol, dans l'enceinte géotechnique, et la stocker.

5/3/8

Bipasse du confinement par l'intermédiaire de tuyauteries sortant de l'enceinte (mode V)

Les accidents dit « V-LOCA », dus à une perte de réfrigérant primaire par une brèche située à l'extérieur de l'enceinte, localisée sur un circuit connecté au circuit primaire **et non isolé de celui-ci**, présentent deux caractéristiques particulières :

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

La probabilité d'un tel accident conduisant à la fusion du cœur doit être très faible compte tenu des conséquences.

⁸

Ceci est également vrai pour les rejets atmosphériques faisant suite à l'ouverture du système de déventage et de filtration de l'enceinte.

⁹

Lavage des surfaces libres conduisant à l'extraction des produits solubles.

Pour éviter un risque de perte d'étanchéité par mode V, EDF a mis en œuvre des modifications de conception et d'exploitation sur l'ensemble des réacteurs du parc français.

5/3/9

Echauffement direct de l'enceinte

Lors d'un accident grave avec fusion du cœur, si une rupture du fond de la cuve intervient alors que la pression dans la cuve excède environ 15 à 20 bars, un mélange de vapeur d'eau et de combustible fondu peut être éjecté (« pulvérisé ») dans le puits de cuve, puis dans les compartiments de l'enceinte de confinement attenants à celui-ci (voir figure 8). Ce phénomène dynamique a pour effet de chauffer l'atmosphère de l'enceinte en quelques secondes, par suite des réactions chimiques des métaux du corium avec l'oxygène de l'atmosphère de l'enceinte et du rayonnement thermique des débris éjectés, et augmente ainsi « brutalement » la pression de l'atmosphère de l'enceinte de confinement, d'où le nom d'« **échauffement direct** » de l'enceinte.

Le principal risque lié à ce phénomène est donc une perte d'étanchéité de l'enceinte de confinement due à cette pressurisation rapide.

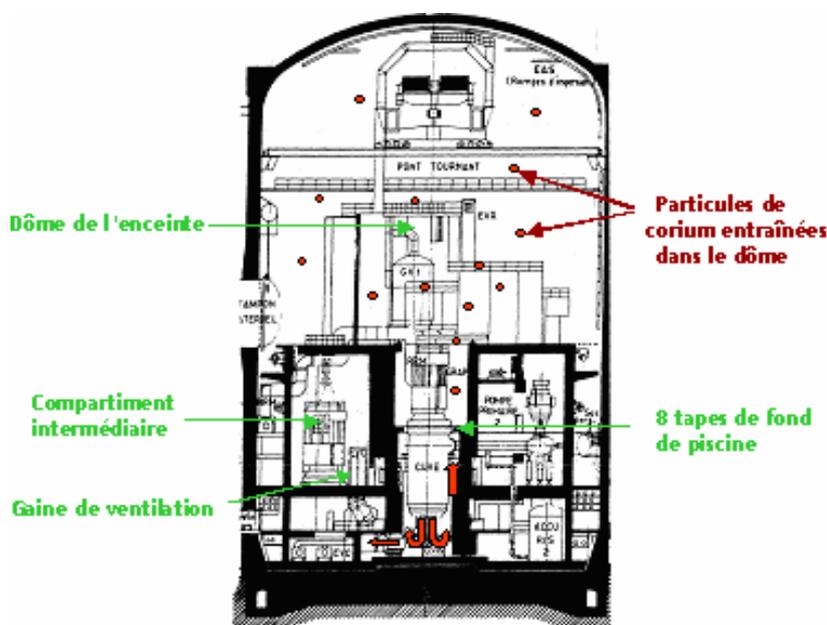


Figure 8 :
Echauffement Direct de
l'Enceinte - Ejection de
combustible.
Bâtiment du réacteur d'une
tranche de 900 MWe.

La prévention de l'échauffement direct de l'enceinte consiste à réduire la possibilité d'une fusion du cœur sous pression en dépressurisant volontairement le circuit primaire de telle sorte que la pression dans la cuve soit inférieure à 15 ou 20 bars au moment de sa percée.

5/3/10

Accidents d'insertion rapide de réactivité

L'insertion rapide de réactivité par l'envoi accidentel dans le cœur du réacteur d'un bouchon d'eau insuffisamment boré¹⁰, nécessite une étude détaillée de chaque scénario possible (scénario nommé « de dilution hétérogène »), en prenant en considération l'ensemble des lignes de défense pour ce scénario.

L'analyse comporte les trois étapes suivantes :

- un volume maximal des bouchons d'eau sans bore est défini sur la base de considérations neutroniques et thermohydrauliques relatives à la sous-criticité du cœur, indépendamment des scénarios de dilution ;
- ce volume maximal est utilisé **pour définir des dispositions permettant d'assurer que ce volume n'est pas dépassé pour chaque scénario de dilution** ;
- une étude probabiliste de sûreté est utilisée pour vérifier que, pour chacun des scénarios de dilution, l'ensemble des dispositions mises en place apporte une défense en profondeur adéquate pour que les accidents de réactivité correspondants soient dans le risque résiduel.

10

Par exemple, dans le cas d'une perte totale des alimentations électriques alors que l'évacuation de la puissance résiduelle est assurée par les générateurs de vapeur fonctionnant en condensation à contre-courant, de l'eau faiblement borée pourrait s'accumuler dans le circuit primaire. Des scénarios de dilution peuvent aussi résulter d'erreurs d'opérateurs, de dysfonctionnements de systèmes auxiliaires ou de fuites de tubes de générateurs de vapeur.

5/4

Les études probabilistes de sûreté

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

En France, une « Règle Fondamentale de Sûreté » précise les méthodes acceptables pour le développement des EPS et les applications éprouvées des EPS pour les réacteurs à eau sous pression du programme électronucléaire français en exploitation ou futurs, compte tenu de l'expérience nationale et internationale disponible en ce domaine.

Les EPS se composent d'un ensemble d'analyses techniques permettant d'apprécier les risques liés aux installations nucléaires en termes de fréquences et de conséquences d'événements redoutés.

À ce titre, elles apportent une aide dans la définition et la hiérarchisation des actions à mener en vue d'atteindre ou de maintenir un niveau de sûreté satisfaisant.

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

- les EPS de niveau 1 permettent d'identifier les séquences menant à la fusion du cœur et de déterminer leurs fréquences ;

- les EPS de niveau 2 permettent d'évaluer la nature et l'importance des rejets hors de l'enclume de confinement, avec les fréquences associées ;
- les EPS de niveau 3 permettent d'évaluer les fréquences de conséquences exprimées en termes dosimétriques ou en termes de contamination (voire en termes de fréquences de cancers ou d'autres effets sur la santé).

Les événements étudiés peuvent inclure les événements initiateurs d'origine interne à l'installation (défaillances d'origine matérielle ou humaine, incendie, inondation interne...) ou d'origine externe (séisme, inondation externe, conditions climatiques extrêmes...), associés aux différents états du réacteur.

Les EPS de niveau 2, permettant d'identifier et de hiérarchiser les risques liés à un accident grave, sont utilisées pour valider la conception des installations ou pour identifier d'éventuels points faibles que ce soit pour la prévention des accidents ou la diminution de leurs conséquences. L'IRSN dispose à ce jour d'une EPS de niveau 2 pour les réacteurs de 900 MWe et développe des études équivalentes pour les réacteurs de 1300 MWe et le réacteur EPR.

5/5

Le GIAG

Sur l'ensemble des réacteurs du parc français d'EDF, le **Guide d'Intervention en situation d'Accident Grave (GIAG)**, rédigé par l'exploitant, vise à apporter une aide aux équipes de crise en vue d'assurer au mieux le confinement des produits radioactifs. Dans ce guide, les actions possibles pour diminuer les conséquences d'un accident grave sont décrites. Ces actions ont fait l'objet de discussions entre les experts d'EDF et de l'IRSN.

Lorsque le GIAG est mis en œuvre^[1], la priorité n'est plus à la sauvegarde du cœur du réacteur mais à celle du confinement.

L'application 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 vers les équipes de crise, le GIAG définissant pour l'ensemble des acteurs de la crise, les stratégies d'utilisation des systèmes. L'équipe de conduite met en œuvre les recommandations de conduite émises par les équipes de crise.

[1]

Principal critère de mise en œuvre : température des gaz en sortie du cœur atteignant 1100°C.

5/6

Conséquences radiologiques du « terme source » S 3 et intervention

Au début des années 80, les pouvoirs publics français ont examiné quelles étaient les possibilités réalistes de mise en œuvre de mesures de protection des populations autour des sites nucléaires. Ils ont alors estimé que, compte tenu des caractéristiques des sites français, il serait possible de mettre en œuvre, 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, ainsi que la distribution d'iode stable, dans un rayon de 10 km autour du site. Il a alors été constaté que la mise en œuvre de ces mesures permettrait d'assurer une protection « satisfaisante » des populations pour un rejet correspondant au « terme source » S 3, compte tenu des niveaux d'intervention recommandés à l'époque par les organisations internationales.

Pour l'évaluation des conséquences radiologiques, le « terme source » S 3 peut être « représenté » par un scénario avec utilisation du système d'éventage et de filtration de l'enceinte, permettant de dépressuriser l'enceinte de confinement en 24 heures, le début du rejet intervenant 24 heures après le début de l'accident.

Les calculs des conséquences radiologiques sont faits en tenant compte des conditions de stabilité de l'atmosphère et de la vitesse du vent ainsi que d'éventuelles pluies. Les résultats sont donnés en termes de doses efficaces dues au panache (expositions externe et interne), aux dépôts au sol et à l'ingestion ainsi qu'en termes de doses équivalentes à la thyroïde (essentiellement dues à l'iode). Les résultats sont comparés aux possibilités de mise en œuvre de mesures de protection des populations.

En 1993, dans sa publication n°63, la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) a défini une démarche en matière d'intervention en cas de situation accidentelle, pour la protection des personnes du public. Conformément au principe d'optimisation, il s'agit de maximiser, autant qu'il est raisonnablement possible, les doses évitées par l'intervention.

En France, l'article 1^{er} de l'arrêté du 13 octobre 2003 relatif aux niveaux d'intervention en situation d'urgence radiologique stipule que les niveaux d'intervention associés à la mise en œuvre des actions de protection de la population en situation d'urgence radiologique (prévus par l'article R.1333-80 du code de la santé publique) sont :

- 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 100 mSv pour l'administration d'iode stable.

Pour la population la plus radiosensible (enfant de 1 an), avec un terme source S 3, ces niveaux sont atteints respectivement jusqu'à 6 km pour l'évacuation et 18 km pour la mise à l'abri et la prise d'iode stable, pour des conditions météorologiques « moyennes »¹². Cependant, compte tenu des incertitudes existantes sur la phénoménologie des accidents graves, il n'a pas été jugé opportun de modifier les rayons des Plans Particuliers d'Intervention des centrales nucléaires françaises.

Des discussions sont actuellement en cours pour abaisser le niveau d'intervention relatif à la prise d'iode stable dans un but d'harmonisation avec les pays frontaliers, en tenant compte des discussions au niveau international (Agence Internationale de l'Energie Atomique, Commission Européenne).

L'accident de Tchernobyl a par ailleurs illustré l'importance des perturbations sociales et économiques induites par les problèmes à plus long terme résultant, par exemple, de la contamination des chaînes alimentaires.

Les limites de commercialisation des produits alimentaires prédéfinies par la Commission Européenne pour le cas d'un nouvel accident sont très basses. Pour des rejets correspondant au « terme source » S 3, des interdictions de consommation ou de commercialisation devraient être appliquées jusqu'à des distances importantes de l'installation (plus de 100 km par exemple) pendant des durées plus ou moins longues suivant les radionucléides concernés.

Ces constatations ont conduit à limiter plus sévèrement les « rejets maximaux concevables » pour les réacteurs de troisième génération et à essayer de réduire encore les possibilités de rejets et leur amplitude pour les réacteurs en exploitation.

¹²

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

6/ L'approche retenue pour le réacteur EPR

Il est important de rappeler que les différents modes de défaillance du confinement ont été examinés en France, pour les réacteurs actuels, dans un souci d'amélioration de la défense en profondeur, de manière pragmatique, et en utilisant des hypothèses réalistes.

Il en va tout autrement pour le réacteur EPR pour lequel des objectifs de sûreté ambitieux ont été fixés, prévoyant une réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur. Ceci implique des dispositions de conception spécifiques.

Il s'agit bien ici d'objectifs de conception et leur respect doit faire l'objet d'une démonstration, en tenant compte des incertitudes. Le cas du récupérateur de corium en est un exemple parlant.

6/1

Objectifs généraux de sûreté

Les objectifs généraux de sûreté pour le réacteur EPR sont détaillés dans un document intitulé: « *Directives Techniques pour la conception et la construction de la nouvelle génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression* »¹.

Les accidents avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être « pratiquement éliminés » (voir paragraphe 6/2). Cet objectif concerne en particulier les accidents avec fusion du cœur « en pression ».

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



Pièce jointe au courrier du 28/09/2004 par lequel l'Autorité de Sûreté française a communiqué à EDF la position des pouvoirs publics quand aux options de sûreté du projet de réacteur EPR.

- 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 possibles, le respect des objectifs généraux de sûreté doit être démontré par le calcul des conséquences radiologiques de différentes séquences représentatives qui doivent être définies en tenant compte de la conception détaillée de l'installation.

6/2

« Élimination pratique » des situations accidentelles qui pourraient conduire à des rejets précoces importants

« L'élimination pratique » des situations accidentelles qui pourraient conduire à des rejets précoces importants est une question de jugement et chaque type de situations doit être examiné spécifiquement.

« L'élimination pratique » peut être démontrée par des considérations déterministes et/ou probabilistes, en tenant compte des incertitudes dues aux connaissances limitées de certains phénomènes physiques.

Par contre, « l'élimination pratique » ne peut pas être démontrée par le simple respect d'une « valeur de coupure » probabiliste générique, c'est-à-dire une valeur en dessous de laquelle l'élimination pratique serait décrétée.

Les accidents avec fusion du cœur devant être « pratiquement éliminés » sont les suivants :

- **les situations de fusion du cœur à haute pression, pouvant conduire à un échauffement direct de l'enceinte ou à la rupture induite de tubes de générateur de vapeur ;**
- **les accidents d'insertion rapide de réactivité** (qui se traduit par un accroissement soudain et important de la puissance nucléaire dégagée dans le cœur) résultant d'une introduction rapide d'eau insuffisamment borée dans le cœur du réacteur ;
- **les explosions de vapeur et combustions d'hydrogène (détonation)** susceptibles de mettre en danger l'intégrité de l'enceinte de confinement ;
- **les situations de fusion du cœur avec bipasse du confinement** (par les générateurs de vapeur ou par les circuits connectés au circuit primaire).

6/2/1

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

Pour éviter la percée de la cuve à haute pression (pression supérieure à 15-20 bars) ou une rupture induite de tubes de générateur de vapeur, un dispositif de dépressurisation ultime du circuit primaire a été prévu à la conception.

Il est constitué de deux lignes de décharge^[1] en parallèle connectées à un piquage commun dédié, localisé en haut du pressuriseur, et débitant dans la ligne de décharge commune dirigée vers le réservoir de décharge du pressuriseur (RDP) (voir figure 9).

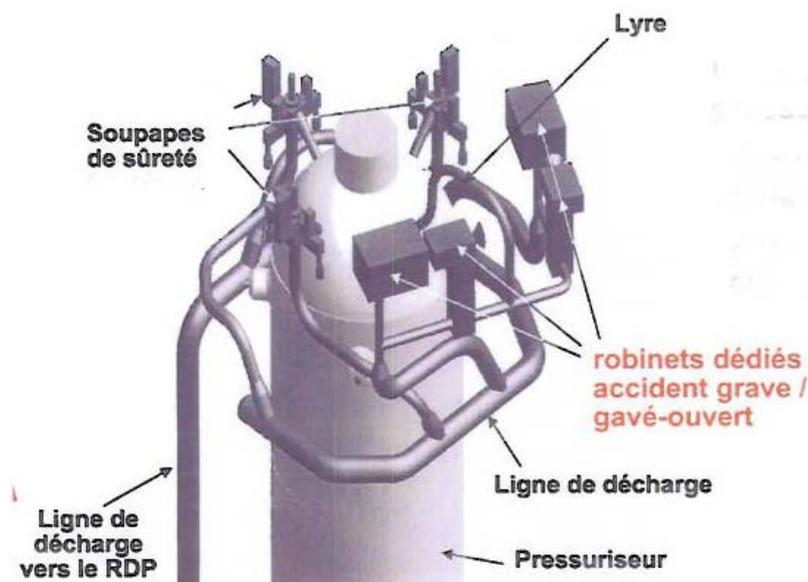


Figure 9 :
Réacteur EPR - Dispositif de dépressurisation ultime du circuit primaire.
Crédit photo : AREVA

[1]
Les robinets et lignes sont dimensionnés pour assurer la dépressurisation du circuit primaire en situation d'accident grave. Ils permettent également d'assurer la fonction « gavé-ouvert » (en cas de perte totale du circuit secondaire en puissance, la puissance résiduelle ne peut être évacuée que si le circuit primaire est mis suffisamment tôt dans la configuration dite de « gavé-ouvert ». Le circuit d'injection de sécurité injecte de l'eau dans le circuit primaire et la puissance résiduelle est évacuée dans l'enceinte par ouverture d'une ligne de décharge).

De plus, des dispositions de conception sont prises pour limiter la dispersion du corium dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement en cas de percée du fond de la cuve du réacteur, pour éviter « l'échauffement direct » de l'enceinte de confinement. Ces dispositions de conception sont relatives au puits de cuve et à sa ventilation, de telle sorte que de grandes quantités de corium provenant de la cuve du réacteur ne puissent pas être transportées hors du puits de cuve dans le volume libre de l'enceinte de confinement.

6/2/2

« Elimination pratique » des accidents d'insertion rapide de réactivité

« L'élimination pratique » des accidents d'insertion rapide de réactivité par l'envoi accidentel dans le cœur du réacteur d'un bouchon d'eau insuffisamment boré, nécessite une étude détaillée de chaque scénario possible de dilution hétérogène, en prenant en considération l'ensemble des lignes de défense pour ce scénario.

L'analyse comporte les trois étapes suivantes :

- un volume maximal des bouchons d'eau sans bore est défini sur la base de considérations neutroniques et thermohydrauliques relatives à la sous-criticité du cœur, indépendamment des scénarios de dilution ;
- ce volume maximal est utilisé pour définir des dispositions permettant d'assurer que ce volume n'est pas dépassé pour chaque scénario de dilution ;
- une étude probabiliste de sûreté est utilisée pour vérifier que, pour chacun des scénarios de dilution, l'ensemble des dispositions mises en place apporte une défense en profondeur adéquate pour « éliminer pratiquement » les accidents de réactivité correspondants.

6/2/3

« Elimination pratique » du risque d'explosion de vapeur

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

De plus, le récupérateur de combustible fondu étant constitué d'une « chambre d'étalement » (voir paragraphe 6/3/2), le réacteur EPR comporte des dispositions empêchant l'arrivée d'eau dans cette « chambre d'étalement » avant l'arrivée du corium, de façon à éviter une explosion de vapeur lors de la coulée de combustible fondu dans ce dispositif.

6/2/4

« Elimination pratique » du risque de détonation d'hydrogène

Tout d'abord, la présence de recombineurs catalytiques passifs permet de réduire la quantité d'hydrogène dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement (voir paragraphes 5/3/5/5 et 6/3/1).

De plus, les Directives Techniques pour la conception et la construction de la nouvelle génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression précisent que « *les possibilités de concentrations locales élevées d'hydrogène doivent être empêchées 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 %, des critères spécifiques pourraient être utilisés, pour autant qu'ils soient complètement justifiés et validés, pour démontrer l'absence de transition déflagration-détonation et de déflagration rapide ; 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* ».

6/3

Dispositions relatives à la fusion du cœur à basse pression

Pour les séquences avec fusion du cœur à basse pression, des **dispositions** de conception ont été retenues pour permettre de respecter les objectifs radiologiques. Les dispositions essentielles sont les suivantes :

- **des recombineurs catalytiques passifs d'hydrogène** sont implantés dans l'enceinte de confinement ;
- **un récupérateur de corium** situé au fond de l'enceinte permet de recueillir et de refroidir le cœur fondu après la rupture du fond de la cuve ;
- **toutes les traversées de l'enceinte de confinement** (y compris le tampon d'accès des matériels) débouchent dans des bâtiments dont l'atmosphère est ventilée et filtrée.

6/3/1

Limitation du « risque hydrogène » au moyen de recombineurs

Les Directives Techniques pour la conception et la construction de la nouvelle génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression précisent que « *l'enceinte de confinement doit être conçue pour résister à la déflagration globale de la quantité maximale d'hydrogène qui pourrait être contenue dans l'enceinte au cours des accidents avec fusion du cœur et aussi pour résister à une déflagration rapide locale représentative* ».

Le contrôle et la gestion de l'hydrogène de l'EPR reposent sur l'utilisation de recombineurs catalytiques passifs d'hydrogène installés dans l'enceinte de confinement, d'un volume libre d'environ 80 000 m³, et sur l'homogénéisation de son atmosphère.

De plus, l'enceinte interne est dimensionnée à une pression de 5,5 bar abs avec des marges permettant le maintien de l'étanchéité jusqu'à 6,5 bar abs, pression obtenue en cas de déflagration d'hydrogène lors d'hypothétiques scénarios accidentels jugés pessimistes en termes de formation d'hydrogène dans l'enceinte.

6/3/2

Le récupérateur de corium

6/3/2/1

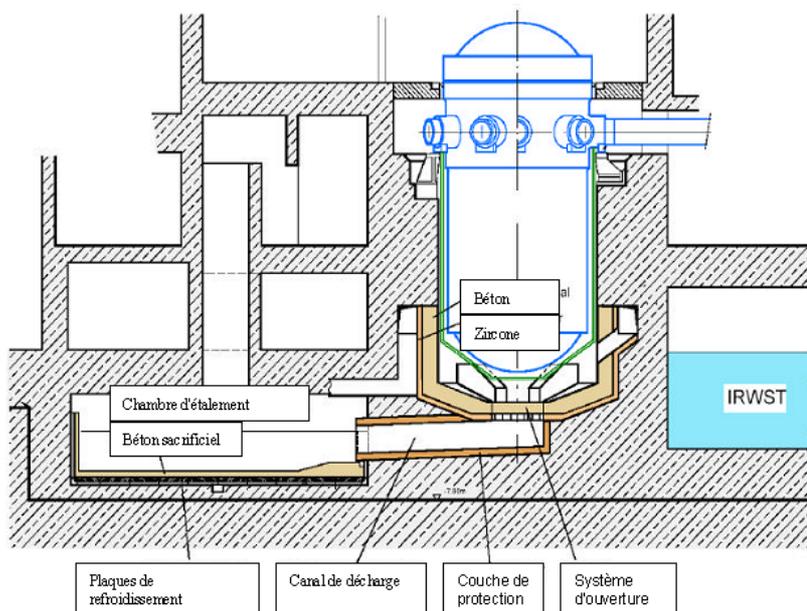
Description du récupérateur de corium du réacteur EPR

Le mélange de combustible et de matériaux fondus s'écoulant de la cuve est récupéré et refroidi dans un « récupérateur » de combustible fondu. Ce dernier a été conçu sur la base de deux constatations :

- une masse en fusion étalée est plus rapidement refroidie qu'une masse compacte ;
- le refroidissement simultané des surfaces supérieure et inférieure d'une masse en fusion étalée est plus efficace qu'un simple refroidissement par la surface supérieure.

Le « récupérateur » de combustible fondu est donc constitué d'une chambre d'étalement présentant une grande surface (environ 170 m²) avec un système d'injection d'eau permettant de refroidir le plancher métallique de cette chambre et de recouvrir d'eau le corium étalé. La chambre d'étalement n'est pas située directement sous la cuve pour éviter tout risque d'endommagement par les morceaux du fond de cuve et par le corium lors de la percée du fond de la cuve ; le puits de cuve communique avec la chambre d'étalement au moyen d'un canal de décharge dont les parois en zircone facilitent l'écoulement du corium (voir figure 10).

Figure 10 : Réacteur EPR - Schémas du récupérateur de corium.
Crédit photo : AREVA



6/3/2/2

Principe de fonctionnement du récupérateur de corium

6/3/2/2/1

Collecte du corium dans le fond du puits de cuve et ouverture de la « porte fusible »

Avant de s'écouler dans le canal de décharge vers la chambre d'étalement, le corium est collecté dans le fond du puits de cuve qui comporte un système d'ouverture, appelé « porte fusible² », donnant accès au canal de décharge.

²

Plaque de béton reposant sur une grille.

Une fois la « porte fusible » fondue par le corium, le mélange corium-béton s'écoule dans la chambre d'étalement³. Pour éviter une explosion de vapeur lors de cette coulée, la conception du réacteur EPR comporte des dispositions empêchant l'entrée d'eau dans la chambre d'étalement avant l'arrivée des matériaux fondus. La coulée de corium s'étale en quelques dizaines de secondes après l'apparition d'une brèche dans la « porte fusible » et active l'injection d'eau qui recouvre le corium après plusieurs minutes.

6/3/2/2/2

Refroidissement du corium dans la chambre d'étalement

Le plancher métallique de la chambre d'étalement est recouvert d'une couche de béton dit « sacrificiel » dont la présence permet d'assurer notamment une protection mécanique et thermique de la structure métallique de refroidissement pendant la phase d'étalement du corium. Une fraction de la chaleur du corium étalé est extraite par le dessus, par vaporisation de l'eau qui vient recouvrir le corium, l'autre étant extraite par en-dessous, au moyen de nombreux canaux de la structure métallique de refroidissement dans lesquels circule de l'eau provenant d'un réservoir⁴ situé dans l'enceinte de confinement (le volume minimal de ce réservoir est de 1895 m³ environ) (voir figures 11 et 12). Le délai d'ablation de la couche de béton sacrificiel permet à l'eau de refroidissement de circuler dans la structure métallique avant la mise en contact du corium avec cette dernière.

3

La température du corium au moment de son déversement dans le canal de décharge est inférieure d'environ 500°C à sa température lors de son déversement hors de la cuve (environ 2500°C).

4

Il s'agit du réservoir « IRWST » (In-Containment Refueling Water Storage Tank) contenant une grande quantité d'eau borée de concentration et de température surveillées et homogènes. Ce réservoir est situé à un niveau supérieur à la zone d'étalement du corium pour permettre un noyage passif par écoulement gravitaire.

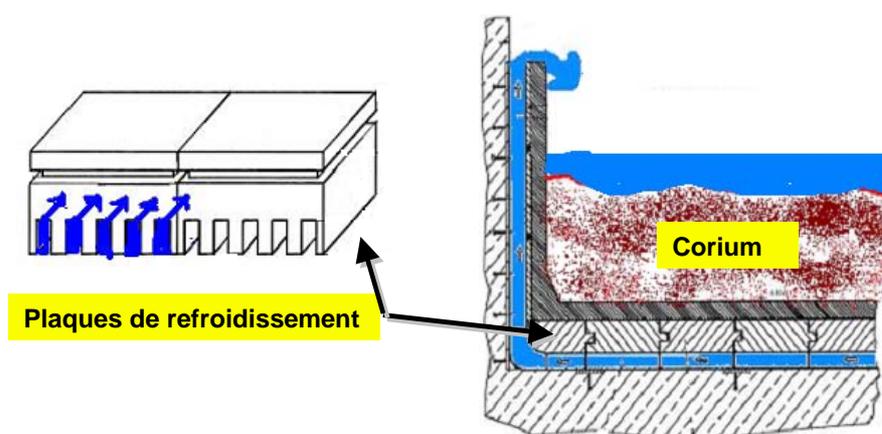


Figure 11 :
Réacteur EPR - Récupérateur de
corium.

Corium étalé et refroidi par le
dessus et par le dessous.

Crédit photo : AREVA

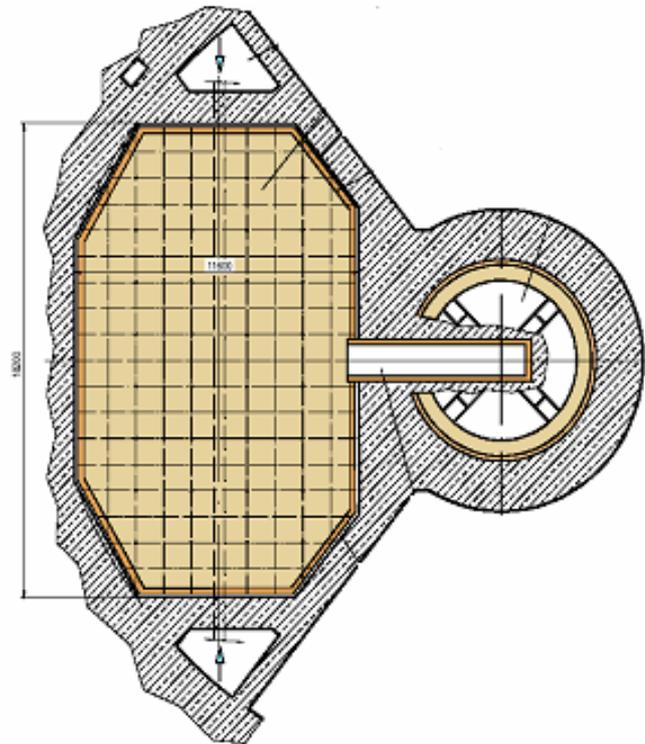


Figure 12 :
Réacteur EPR - Récupérateur de corium.
Vue de dessus de la chambre d'étalement.
Crédit photo : AREVA

Au moins pendant les douze premières heures de l'accident, l'eau venant du réservoir IRWST s'écoule par gravité (refroidissement « passif » du corium étalé) (voir figure 13).

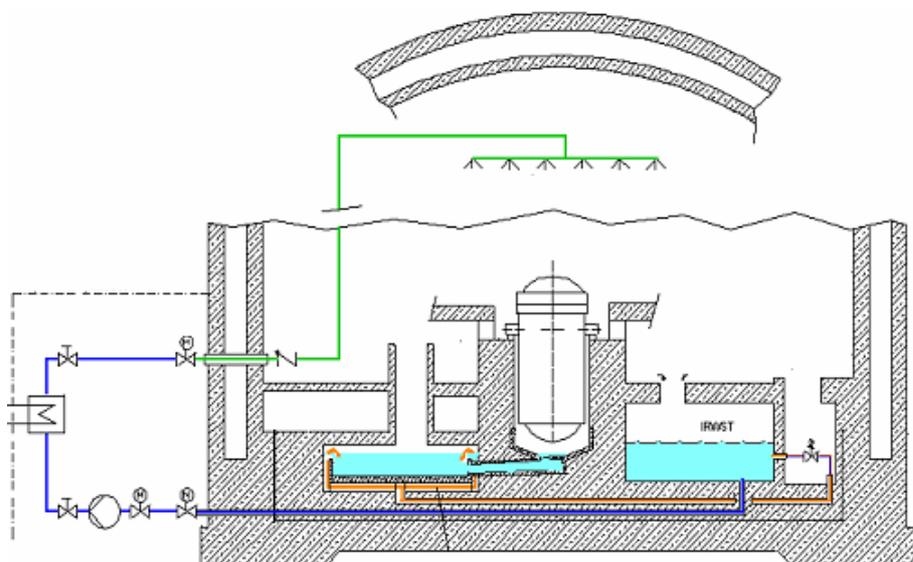


Figure 13 :
Réacteur EPR - Refroidissement PASSIF du corium étalé au moins pendant les douze premières heures de l'accident.
Crédit photo : AREVA

Après la mise en service de l'aspersion, l'eau injectée au moyen d'une (ou des deux) pompe(s) de ce système élève le niveau de l'eau jusqu'au niveau des boucles primaires (refroidissement « actif ») ; l'eau permet le piégeage par barbotage des produits de fission sortant du corium ainsi que la condensation de la vapeur d'eau créée par la chaleur dégagée par le corium (voir figure 14).

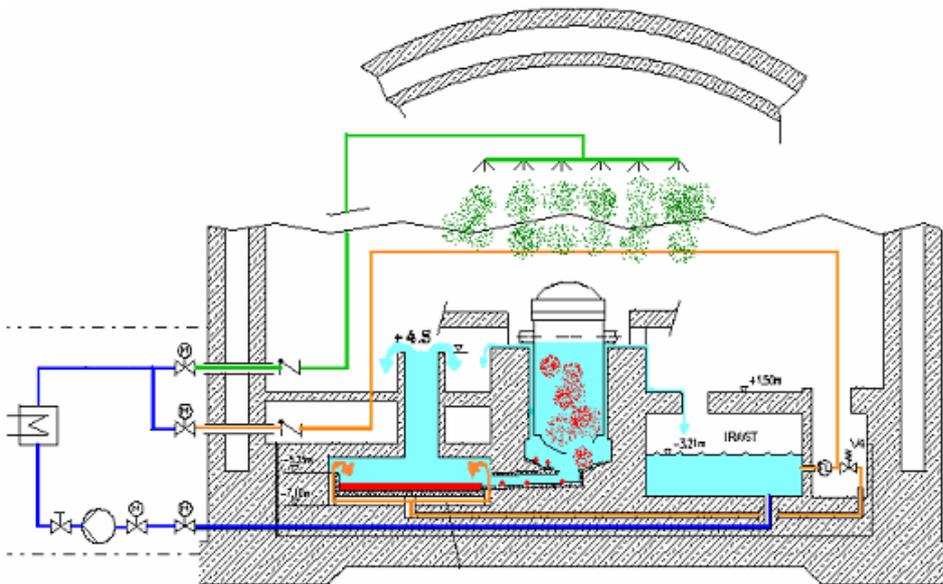


Figure 14 :
Réacteur EPR - Refroidissement
ACTIF du corium étalé après les
douze premières heures de
l'accident.
Crédit photo : AREVA

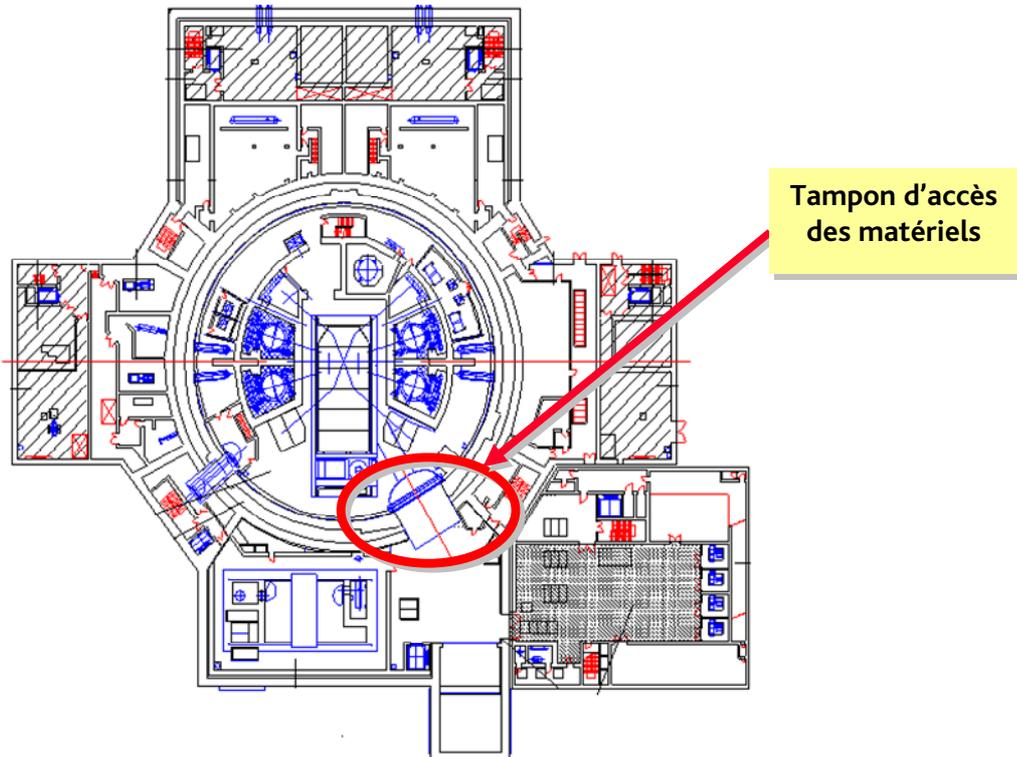
6/3/3

Dispositions concernant les traversées de l'enceinte de confinement

Les Directives Techniques pour la conception et la construction de la nouvelle génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression précisent que « *pour ce qui concerne les fuites de l'enceinte de confinement, il ne doit pas y avoir de chemin de fuite directe de l'enceinte de confinement à l'extérieur. Les tuyauteries susceptibles de transporter des substances radioactives à l'extérieur de l'enceinte de confinement doivent conduire à des bâtiments périphériques présentant des capacités de confinement adéquates* ».

Par conception, toutes les traversées de l'enceinte de confinement (y compris le tampon d'accès des matériels) débouchent dans d'autres bâtiments, dont l'atmosphère est ventilée et filtrée (voir un exemple figure 15). **Ainsi, en cas d'accident grave, ces bâtiments assurent un certain piégeage de la radioactivité. Il s'agit là d'une différence notable par rapport aux réacteurs actuels en exploitation.**

Figure 15 :
Réacteur EPR - Le tampon
d'accès des matériels débouche
dans un bâtiment dont
l'atmosphère est ventilée et
filtrée.
Crédit photo : AREVA



7/

Conclusions

En 1979, l'accident de fusion du cœur de la tranche 2 de la centrale de Three Mile Island aux Etats-Unis a mis en évidence que des cumuls de défaillances étaient susceptibles de conduire à un accident grave.

Les rejets dans l'environnement provoqués par cet accident ont été très faibles grâce au retour du refroidissement du cœur et au maintien de l'intégrité de la cuve. Pourtant, pendant plusieurs jours, les responsables de la centrale et les autorités locales et fédérales se sont demandé comment les choses étaient susceptibles d'évoluer et s'il fallait évacuer des populations.

Cet accident a marqué un tournant dans l'étude des accidents graves.

Pour les REP en exploitation, des études ont été faites, avec un souci de réalisme, en recherchant des améliorations (prévention de la fusion du cœur, limitation des conséquences d'une fusion du cœur, procédures) de façon pragmatique pour des installations dont la conception de base était figée et en définissant des dispositions permettant d'assurer la protection des populations dans les meilleures conditions possibles. Ce travail est constant, tenant compte de l'acquisition de nouvelles connaissances issues des avancées de la recherche expérimentale continue dans ce domaine.

Pour ce qui concerne les conséquences radiologiques d'un accident grave, en France, pour la population la plus radiosensible, avec un terme source S 3, les niveaux d'intervention associés à la mise en œuvre des actions de protection de la population en situation d'urgence radiologique sont atteints respectivement jusqu'à 6 km pour l'évacuation et 18 km pour la mise à l'abri et la prise d'iode stable, pour des conditions météorologiques moyennes.

De plus, des discussions sont actuellement en cours pour abaisser le niveau d'intervention relatif à la prise d'iode stable dans un but d'harmonisation avec les pays frontaliers, en tenant compte des discussions au niveau international (Agence Internationale de l'Energie Atomique, Commission Européenne).

Enfin, les limites de contamination pour la commercialisation des produits alimentaires définies par la Commission Européenne pour le cas d'un nouvel accident sont très basses.

Ces constatations ont conduit à essayer de réduire encore les possibilités de rejets et leur amplitude pour les réacteurs en exploitation et à limiter plus sévèrement les rejets pour les réacteurs de troisième génération. Ainsi, pour le réacteur EPR, des objectifs de sûreté ambitieux ont été fixés dès 1993 prévoyant une réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur. Ceci implique la mise en œuvre de dispositions de conception spécifiques, telles que le récupérateur de corium.