

Chapitre 9

L'accident de perte de réfrigérant primaire

Ce chapitre expose les phénomènes physiques et les hypothèses d'étude de l'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP), accident qui résulte d'une brèche d'une tuyauterie du circuit primaire d'un réacteur à eau sous pression (circuit représenté sur la figure 9.1) et qui sert de base à la conception et au dimensionnement de parties essentielles d'un réacteur à eau sous pression, notamment les systèmes de sauvegarde (injection de sécurité [RIS] et aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement³⁶⁴ [EAS]). C'est d'ailleurs cet accident qui a, dès les années 1970, fait l'objet de la majeure partie des premières recherches en sûreté nucléaire, ayant pour but de développer les connaissances et les logiciels de simulation permettant d'étudier cet accident.

Les brèches du circuit primaire interviennent également dans le dimensionnement de nombreux matériels et dispositifs qui peuvent subir les effets mécaniques des ruptures et doivent supporter ces effets sans entraîner une aggravation de l'accident; il s'agit de :

- la chaudière elle-même (la cuve, ses structures internes, les autres tuyauteries et leurs dispositifs de supportage),
- les assemblages combustibles,

364. Hormis pour le réacteur EPR, qui dispose d'un système d'aspersion (EVU) utilisable uniquement pour les situations avec fusion du cœur.

- l'enceinte de confinement et ses structures internes dont le puits de cuve et les casemates primaires contenant les équipements lourds du circuit primaire (pompes, générateurs de vapeur, pressuriseur).

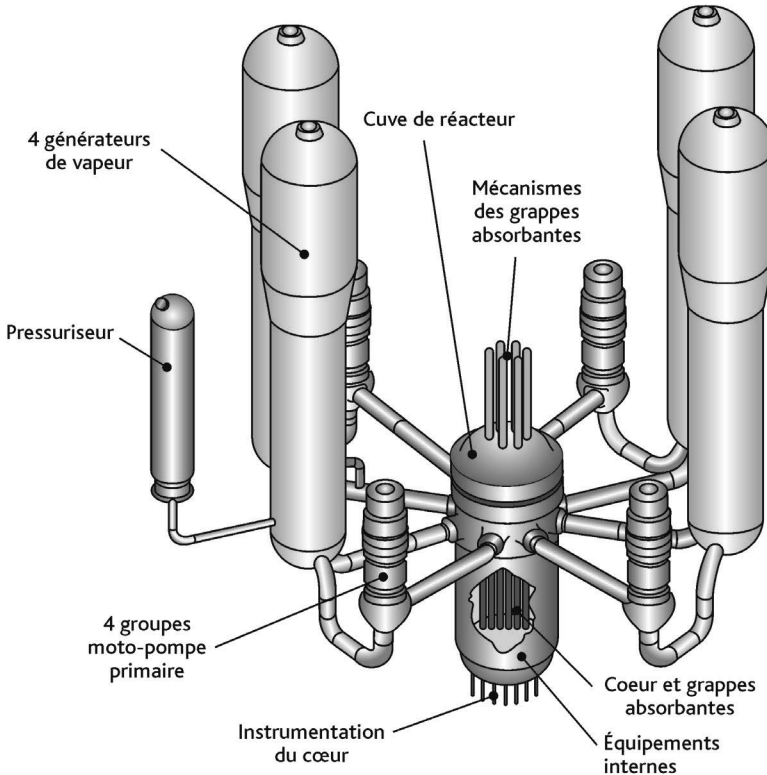


Figure 9.1. Circuit primaire d'un réacteur à eau sous pression. Georges Goué/IRSN.

Les brèches retenues déterminent les besoins de qualification en ambiance dégradée de matériels implantés dans l'enceinte de confinement qui sont nécessaires pendant et après l'accident (qualification aux conditions accidentelles), tels que le RIS et l'EAS.

Dès l'origine de l'exploitation civile de l'énergie nucléaire aux États-Unis, avec le premier réacteur de puissance à eau sous pression construit par Westinghouse à la fin des années cinquante³⁶⁵, l'accident de perte de réfrigérant primaire a été postulé à titre d'« accident crédible maximal ». Cet accident était alors étudié pour évaluer les rejets et les conséquences radiologiques potentiels, à proximité de la centrale, de ruptures de gaines lors d'un tel accident, comme critère de choix d'un site d'implantation.

365. Réacteur à eau sous pression de Shippingport, mis en service en 1957.

De ces considérations, il reste le principe de conception qui requiert qu'un réacteur à eau sous pression résiste aux effets de l'APRP, assorti de règles et de critères.

La survenue d'une brèche dans une tuyauterie du circuit primaire entraîne une chute de la pression dans le circuit primaire ainsi qu'une perte d'eau de ce circuit.

La chute de pression engendre des chargements mécaniques importants sur les structures internes de la cuve et sur les assemblages combustibles qui doivent néanmoins conserver leurs fonctions pour garantir l'arrêt du réacteur par la chute des grappes absorbantes dans le cœur et la capacité de refroidissement du cœur en conservant leur géométrie.

L'eau perdue par la brèche peut également entraîner un dénoyage partiel ou total du cœur qui peut conduire à un endommagement des crayons combustibles, jusqu'à la perte d'étanchéité voire la rupture mécanique éventuelle d'un certain nombre d'entre eux. Cet endommagement doit rester limité afin, d'une part de ne pas mettre en cause la capacité de refroidissement du cœur, d'autre part de limiter les conséquences radiologiques de l'accident. Le déversement dans l'enceinte de confinement de l'eau du circuit primaire et d'une partie de celle du système d'injection de sécurité provoque, par vaporisation, une importante augmentation de la pression et de la température dans l'enceinte de confinement; un certain nombre de matériels dans cette enceinte seront dès lors en « ambiance dégradée » qui est à prendre en considération dans leurs exigences de qualification.

Pour ces raisons, l'APRP a été pris en compte au stade de la conception des réacteurs à eau sous pression dans les études de dimensionnement ou de vérification du dimensionnement de certains équipements importants du réacteur, notamment les structures internes de la cuve et les assemblages combustibles, le système d'injection d'eau de sécurité (RIS) (dont les accumulateurs), l'enceinte de confinement du réacteur et le système d'aspersion d'eau dans cette enceinte (EAS). Les études correspondantes vont également déterminer la puissance linéique maximale admissible des crayons combustibles en chaque point du cœur en fonctionnement normal dont dépend la température maximale pouvant être atteinte par les gaines des crayons combustibles pendant l'accident.

Le déroulement et les conséquences d'un APRP sont directement liés à la localisation et à la taille de la brèche. Le spectre des brèches envisageables du circuit primaire s'étend des brèches compensables par le débit de charge du circuit de contrôle chimique et volumétrique (système RCV) jusqu'à la rupture d'une tuyauterie principale d'une boucle primaire, avec une séparation complète des deux parties et le double débatement des deux extrémités (brèche perpendiculaire à l'axe de la tuyauterie dite guillotine 2A, A étant la section de passage de la tuyauterie).

Les brèches en branche froide sont les plus pénalisantes en termes de risque de perte de la capacité de refroidissement du cœur. En effet, cette situation conduit à perdre partiellement par la brèche l'eau du système RIS injectée dans la branche froide de la boucle rompue sans contribuer à refroidir le cœur. En revanche, les brèches en branche chaude sont les plus pénalisantes pour la tenue de l'enceinte de confinement

du réacteur compte tenu de la température élevée du fluide sortant par la brèche, d'où il résulte des pressions plus élevées.

Dès la conception des premiers réacteurs à eau sous pression du parc électro-nucléaire français, un spectre de brèches allant jusqu'à la brèche 2A a été systématiquement postulé pour étudier certaines conséquences de l'APRP (études de thermohydraulique : capacité de refroidissement du cœur, tenue de l'enceinte de confinement, conséquences radiologiques); d'autres conséquences (tenue mécanique des structures internes de cuve et des assemblages combustibles) n'étaient en revanche étudiées que pour des brèches à débatement limité. En effet, dans tous les réacteurs du parc électronucléaire jusqu'au palier de 1 450 MWe (N4), des dispositifs antidébattement visant à limiter les débattements de tuyauterie en cas de brèche ou en cas de séisme ont été installés et pris en considération dans les études de mécanique. Onze localisations conventionnelles de rupture d'une tuyauterie du circuit primaire ont été considérées dans les études de mécanique. De manière conventionnelle, ces ruptures sont toutes supposées être quasi instantanées (ouverture en une milliseconde). L'une d'elles est longitudinale, les autres sont dites guillotines (c'est-à-dire perpendiculaires à l'axe de la tuyauterie). Pour la rupture postulée à la sortie d'une pompe primaire, où il n'y a pas de dispositif antidébattement, la rigidité de la branche froide est prise en considération dans les études, ce qui conduit à limiter la section de la brèche correspondante.

Cette approche est issue de la licence américaine, le choix des brèches ayant été fait selon des critères de mécanique, en recherchant les zones les plus sollicitées du circuit primaire. Quelques aspects de la démarche américaine sont évoqués au paragraphe 9.2.1.

Un nouveau « référentiel » d'étude³⁶⁶ de l'APRP a été défini en France en 2010-2014, afin notamment de mettre en cohérence les spectres de brèches retenus dans les études de mécanique et dans les études de thermohydraulique (les mêmes brèches sont désormais étudiées), et de tenir compte des phénomènes mis en évidence par les études et les travaux de recherche et développement relatifs à ce type d'accident. Dans ce cadre, Électricité de France a proposé une nouvelle méthode d'étude de l'APRP qui est précisée au paragraphe 9.2.2; cette nouvelle méthode permet de prendre en compte des phénomènes physiques relatifs au comportement du combustible non considérés auparavant.

Le réacteur EPR Flamanville 3 se distingue des réacteurs français précédents par l'application du concept d'exclusion de rupture aux tuyauteries du circuit primaire principal³⁶⁷, sous réserve qu'elles bénéficient d'une conception spécifique et de contrôles adaptés. Dans ces conditions, seule la rupture des piquages des lignes les plus importantes connectées au circuit primaire est étudiée dans le cadre des études d'APRP du domaine de dimensionnement (ou de référence). L'application de l'exclusion

366. Ensemble constitué des hypothèses, des règles et critères, des méthodes d'étude.

367. Ce concept est aussi appliqué aux tuyauteries du circuit secondaire principal.

de rupture conduit à ce que les tuyauteries de ce circuit soient dépourvues de dispositifs antidébattement.

9.1. Aspects à court et moyen terme d'un APRP

L'objectif de ce paragraphe est de décrire les conséquences à court et moyen termes d'un APRP pour la chaudière, les assemblages et les crayons combustibles, ainsi que pour l'enceinte de confinement.

Le déroulement et les conséquences d'un tel accident sont directement liés à la localisation et à la taille de la brèche.

Comme cela a été indiqué plus haut, pour l'étude de thermohydraulique, le spectre de brèches envisageables du circuit primaire s'étend des brèches compensables par le débit de charge du circuit RCV jusqu'à la rupture complète d'une tuyauterie principale, dite 2A.

Les transitoires d'APRP sont consécutifs à des brèches postulées sur la tuyauterie primaire principale de diamètre compris entre 1 et 14 pouces pour les « brèches intermédiaires » (BI) et supérieurs à 14 pouces pour les « grosses brèches » (GB). La taille de brèche maximale correspond à la rupture guillotine doublement débattue d'une tuyauterie primaire :

Localisation	Branche froide	Branche en U	Branche chaude
Diamètre Ø (pouce)	27,5	31	29
Aire 2 x A (cm ²)	7 664	9 739	8 522

Il a été indiqué plus haut que, pour les études de la tenue mécanique des structures internes de la cuve et des assemblages combustibles, seules des brèches à débatement limité ont été considérées; le diamètre de la plus grosse brèche retenue est alors de 16 pouces (au lieu de près de 30 pouces sans prise en compte des dispositifs antidébattement).

Les « brèches intermédiaires » (de diamètre équivalent supérieur à 1 pouce) et les « grosses brèches » sont étudiées en tant que conditions de fonctionnement de quatrième catégorie.

L'effort initial en termes d'études a porté sur les grosses brèches. C'est après l'accident de la centrale nucléaire de Three Mile Island que l'intérêt s'est porté sur l'étude des brèches intermédiaires.

9.1.1. Effets mécaniques sur les structures internes de la cuve et sur les structures des assemblages combustibles

Pour les brèches de taille suffisamment grande, la pression à la brèche diminue quasi instantanément pour atteindre la pression de saturation locale. Cette décompression locale de 50 à 80 bars d'amplitude se propage dans le circuit primaire à la vitesse

du son dans l'eau (de l'ordre de 1 000 m/s) sous la forme d'une onde de décompression qui accélère progressivement l'écoulement du fluide primaire vers la brèche.

Pour une brèche située en branche froide, l'arrivée du front d'onde dans la cuve provoque une dépression asymétrique dans le collecteur annulaire d'entrée dans la cuve qui induit des efforts latéraux très importants sur l'enveloppe du cœur et sur la paroi interne de la cuve. En se propageant à l'intérieur de la cuve, vers le cœur, les variations de pression et de débit associées à l'onde de décompression induisent des variations très rapides et alternées des efforts hydrauliques verticaux sur les structures internes de la cuve et sur les assemblages combustibles, ainsi que des efforts dus aux différences de pression s'exerçant sur la plaque support supérieure et sur le cloisonnement du cœur (voir la figure 9.2). Ces deux structures étant pourvues d'orifices calibrés qui permettent de limiter le débit de contournement du cœur, les régions qu'elles délimitent se décompressent de ce fait plus lentement que le circuit principal.

En cas de brèche située en branche chaude, l'onde de décompression pénètre dans la cuve d'abord par le collecteur de sortie de la cuve délimité par la plaque supérieure du cœur ainsi que par la plaque support supérieure équipée des guides des grappes, ces plaques étant reliées par des colonnes entretoises (voir la figure 9.2). Les tubes guides des grappes et les colonnes sont alors soumis à des efforts horizontaux qui les sollicitent au flambage³⁶⁸. L'onde se propage ensuite du haut vers le bas du cœur puis vers le collecteur annulaire, entraînant des variations des efforts verticaux sur les assemblages combustibles et sur les structures internes de la cuve. Une onde arrive également dans la cuve par la branche froide de la boucle rompue : elle conduit à des effets qualitativement similaires à ceux d'une brèche en branche froide, mais « lissés » en raison des nombreuses superpositions d'ondes transmises et réfléchies le long de la boucle primaire à la traversée des gros composants du circuit primaire.

Ainsi, les conséquences de l'ouverture d'une brèche sur les efforts hydrauliques diffèrent en amplitude et en direction par rapport à l'écoulement initial, selon la localisation de la rupture.

Les structures internes de la cuve « répondent » dynamiquement à la variation dans le temps des efforts hydrauliques appliqués. En particulier, les mouvements horizontaux des plaques inférieure et supérieure du cœur sollicitent les assemblages combustibles qu'elles maintiennent par l'intermédiaire de pions. Ces mouvements peuvent entraîner un impact de grilles d'assemblages entre elles et de grilles périphériques sur le cloisonnement du cœur avec un risque de flambage qui pourrait remettre en cause la géométrie du cœur et entraver la circulation du fluide primaire à travers le cœur. Compte tenu de la variation des efforts verticaux sur les assemblages combustibles, il convient également de vérifier la permanence de leur maintien vertical.

368. Le flambage ou flambement est un phénomène d'instabilité d'une structure élastique qui pour échapper à une charge importante, « exploite » un mode de déformation non sollicité mais opposant moins de raideur à la charge. La structure, soumise à un effort de compression dans un axe, aura tendance à fléchir et à se déformer dans une direction perpendiculaire à l'axe de compression.

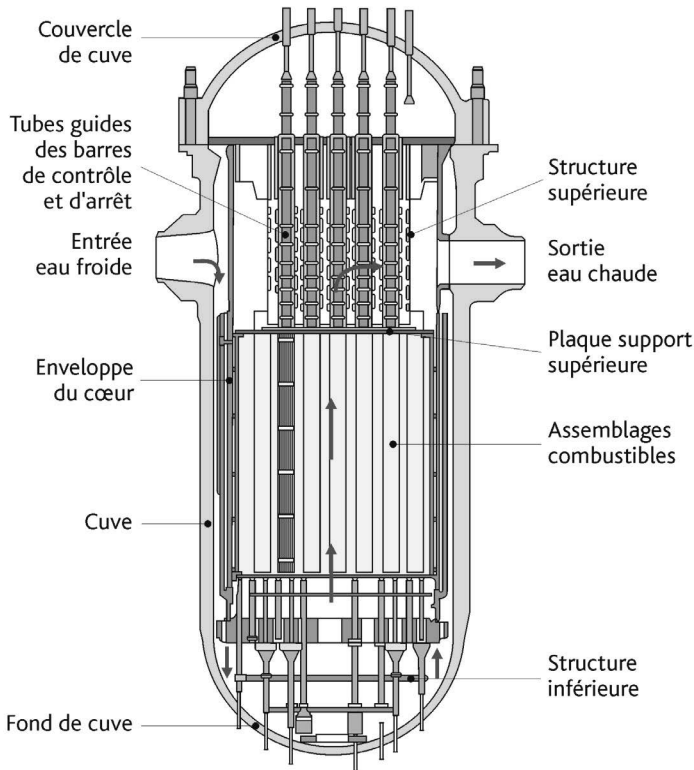


Figure 9.2. Équipements internes d'une cuve de réacteur à eau sous pression. Georges Goué/ Médiathèque IRSN.

Ces différents effets font l'objet des études de comportement mécanique des structures internes de la cuve et des assemblages combustibles visant à démontrer leur tenue en APRP.

9.1.2. Aspects thermohydrauliques et comportement des crayons combustibles

La thermohydraulique en cas d'APRP et le comportement des crayons combustibles dépendent de la taille de la brèche. Les descriptions qui suivent distinguent les spécificités liées aux grosses brèches et aux brèches intermédiaires, qui sont schématiquement représentées sur la figure 9.3. Comme cela a été indiqué plus haut, la très grande majorité des travaux de recherche et développement sur le comportement du combustible en cas d'APRP³⁶⁹ ont été d'abord ciblés sur les grosses brèches.

369. À cet égard, le lecteur pourra aussi consulter l'ouvrage « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », J. Couturier & M. Schwarz, Collection sciences et technique, IRSN/EDP Sciences, 2017, chapitre 3.

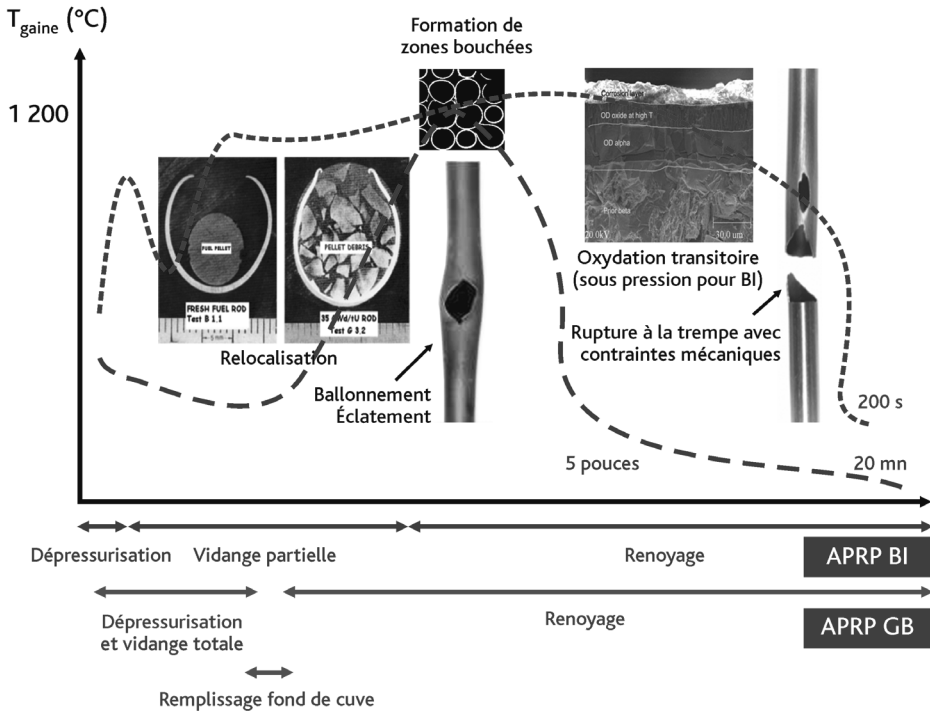


Figure 9.3. Comportement des crayons des assemblages combustibles lors d'un APRP, selon la taille de la brèche du circuit primaire, mis en regard des différentes phases thermohydrauliques. IRSN.

9.1.2.1. APRP de type « grosse brèche »

Ce type de transitoire est rapide, il dure de l'ordre de 200 s ; il conduit à une brusque chute de la pression du fluide dans le circuit primaire et à un dénoyage total du cœur.

Du point de vue thermohydraulique, le scénario de cet accident peut être décomposé en trois phases, à savoir la dépressurisation et la vidange totale, le remplissage du fond de cuve et le renoyage du cœur.

Dès l'ouverture de la brèche, supposée quasi instantanée, le circuit primaire se vide rapidement dans l'enceinte de confinement, ce qui entraîne l'arrêt automatique du réacteur (AAR) puis le démarrage du système RIS du fait de l'atteinte d'un seuil de très basse pression dans le pressuriseur. Lorsque la pression dans le circuit primaire devient inférieure à 40 bars (après environ 20 s), les accumulateurs, qui sont des réservoirs d'eau borée sous pression d'azote, injectent de façon passive de l'eau dans la cuve. En fin de dépressurisation, c'est une pompe à basse pression du RIS qui prend le relais pour assurer l'injection d'eau.

Malgré l'arrêt de la production de neutrons par « effet de vide » (lié au modérateur neutronique que constitue l'eau du circuit primaire – voir le paragraphe 5.2) et la chute des grappes absorbantes, les crayons des assemblages combustibles continuent

à dégager de la puissance (puissance résiduelle). Dans la mesure où le cœur n'est parcouru que par de la vapeur, les échanges thermiques entre les gaines et le fluide sont très faibles. La température des gaines des crayons s'accroît très rapidement pour atteindre des valeurs supérieures à 700 °C.

En raison de la dépressurisation du circuit primaire, la pression interne des crayons peut se trouver supérieure à la pression dans le circuit primaire. Sous l'action conjuguée de l'augmentation de la température des gaines (au rythme de 1 à 30 °C/s) et de la différence de pression entre l'intérieur et l'extérieur des crayons, celles-ci peuvent se déformer par ballonnement (ou gonflement) jusqu'à leur éventuel éclatement.

En cas d'éclatement d'une gaine, des fragments de combustible peuvent s'accumuler dans la zone ballonnée et éclatée du crayon. Ce phénomène, dit de relocalisation de combustible, modifie significativement la puissance locale générée au niveau de la zone ballonnée et éclatée des crayons et tend à augmenter localement leur température.

Enfin, le ballonnement et l'éclatement de crayons conduisent au bouchage partiel des canaux hydrauliques d'assemblages combustibles. Ce bouchage peut, sous certaines conditions (notamment l'étendue axiale du bouchage) mettre en cause la capacité de refroidissement du cœur par limitation de la circulation du fluide.

Du point de vue physico-chimique, les alliages à base de zirconium s'oxydent rapidement en présence de vapeur d'eau à haute température, en produisant de l'hydrogène. La réaction d'oxydation est exothermique et sa cinétique est une fonction exponentielle de la température. L'expression « oxydation transitoire » est utilisée pour désigner ce phénomène, ce qui le différencie de l'oxydation qui se produit lors du fonctionnement normal du réacteur.

Pour les crayons éclatés, la vapeur d'eau qui pénètre à l'intérieur des crayons s'enrichit en hydrogène au fur et à mesure de l'oxydation de leurs gaines. L'hydrogène ainsi libéré est absorbé de façon importante par la face interne des gaines; ce phénomène est appelé hydruration secondaire et fragilise ces dernières.

Sous l'effet du choc thermique lié à la phase de renoyage (caractérisée par des cinétiques de refroidissement comprises entre 10 et 100 °C/s), les crayons, fragilisés lors de l'« oxydation transitoire », sont soumis à des contraintes thermiques importantes, qui peuvent conduire à leur rupture, voire à leur fragmentation. À ces contraintes thermiques de trempage peuvent s'ajouter des chargements mécaniques additionnels résultant notamment d'un blocage des crayons dans les grilles.

À la fin du transitoire, le cœur est refroidi et la température des gaines est de l'ordre de 135 °C (température proche de celle du fluide à saturation dans le circuit primaire sous une pression de quelques bars).

9.1.2.2. APRP de type « brèche intermédiaire »

Ce type de transitoire est plus lent que l'APRP « grosse brèche » (il dure de quelques minutes à 30 minutes, selon notamment la taille de la brèche et les hypothèses faites

sur le fonctionnement des groupes motopompes primaires – GMPP). Le dénoyage du cœur, en phase diphasique (liquide et vapeur), est plus ou moins profond.

Pour les petites tailles de brèches intermédiaires (de diamètres inférieures à 4 pouces), la puissance résiduelle est majoritairement évacuée par les générateurs de vapeur; la pression dans le circuit primaire se stabilise alors à une valeur légèrement supérieure à la pression dans le circuit secondaire, fixée par les organes de décharge de ce circuit (environ 80 bars). Pour les tailles de brèches intermédiaires de diamètres supérieures à 8 pouces, la puissance résiduelle libérée par le combustible est évacuée par la brèche, d'où une chute plus rapide de la pression dans le circuit primaire, qui va atteindre assez rapidement quelques bars.

Les brèches intermédiaires provoquent des phénomènes thermohydrauliques sensiblement différents de ceux qui sont induits par les grosses brèches puisque la source froide (les générateurs de vapeur) conserve un rôle important dans l'évacuation de l'énergie résiduelle. Du fait des faibles vitesses d'écoulement, des phénomènes importants de stratification sont observés entre le liquide et la vapeur. Le scénario de l'accident peut être décomposé en trois grandes phases: la dépressurisation monophasique liquide, la réduction de l'inventaire en eau et le remplissage du circuit primaire par l'injection de l'eau des accumulateurs et du RIS.

Plus la taille de brèche est importante et plus le déroulement de l'accident se rapproche de celui d'un APRP « grosse brèche » (en particulier pour les brèches d'un diamètre supérieur à 10 pouces).

De plus, un APRP « brèche intermédiaire » peut conduire à la formation et à l'accumulation, dans certaines parties du circuit primaire, d'eau faiblement borée par condensation de la vapeur dans les tubes des générateurs de vapeur. Les procédures accidentelles demandant dans cette situation à l'opérateur de démarrer un refroidissement par les générateurs de vapeur, il peut alors en résulter une reprise de la circulation naturelle dans le circuit primaire et un transfert de « bouchons » d'eau faiblement borée vers le cœur. Cela présente un risque d'excursion de puissance et de divergence incontrôlée du réacteur. Ce phénomène est souvent désigné par dilution inhérente à l'APRP, qui fait l'objet d'une étude spécifique.

Si les phénomènes physiques intervenant lors d'un APRP « brèche intermédiaire » sont de même nature que ceux d'un APRP « grosse brèche », le comportement des crayons des assemblages combustibles est différent. En APRP « brèche intermédiaire », les cinétiques d'augmentation de température et de refroidissement sont plus lentes (environ une dizaine de °C/s) qu'en APRP « grosse brèche ». De plus, en APRP « brèche intermédiaire », l'oxydation transitoire s'opère à plus haute pression (entre 20 et 40 bars) qu'en APRP « grosse brèche ».

La température maximale des crayons n'est pas nécessairement une fonction monotone de la taille de la brèche. En effet, la taille et la localisation de la brèche ainsi que les hypothèses d'étude retenues ont une influence sur le comportement thermohydraulique calculé du réacteur et donc sur la température maximale de gaine.

9.1.3. Effets sur l'enceinte de confinement du réacteur et sur ses structures internes

Le déversement dans l'enceinte de confinement de l'eau du circuit primaire et d'une partie de l'eau du circuit d'injection de sécurité ayant (ou non) refroidi le combustible et les structures provoque, par vaporisation, une importante augmentation de la pression et de la température dans le bâtiment du réacteur.

Les conséquences de l'APRP interviennent donc dans le dimensionnement de l'enceinte de confinement et de ses propres structures internes, ainsi que pour la détermination des profils de pression et de température à retenir pour la qualification des équipements nécessaires en conditions accidentelles (voir le paragraphe 7.4.3).

Les structures internes de l'enceinte sont constituées par des planchers et des voiles en béton armé qui séparent les boucles primaires les unes des autres et qui font office de protections biologiques. Ces structures forment des compartiments ou casemates contenant les gros composants du circuit primaire qui sont ancrés dans les parois de ces casemates; en particulier, la cuve est suspendue dans le puits de cuve cylindrique par l'intermédiaire d'un anneau support ancré dans son rebord.

Le fluide primaire relâché par la brèche se déversant dans les compartiments les plus proches de la rupture, leurs parois sont soumises à court terme à des différences de pression entre compartiments contigus et à l'impact du jet d'eau et de vapeur issu de la brèche. Les efforts hydrauliques internes au circuit primaire transmis aux supports des composants doivent être « repris » au niveau des ancrages dans ces parois. De plus, la rupture d'une boucle primaire ne doit pas conduire à une aggravation de cette rupture, ni à la rupture d'une autre boucle (non-aggravation de l'accident).

Dans le cas particulier d'une rupture au ras d'une tubulure d'entrée ou de sortie de la cuve, le puits de cuve est mis transitoirement sous pression de façon asymétrique, ce qui crée des efforts latéraux sur la paroi externe de la cuve. La cuve subit également un effort vertical compte tenu du fait que la pression dans le puits de cuve augmente plus rapidement que la pression dans le reste de l'enceinte qui s'exerce sur le couvercle de la cuve. Ces efforts, combinés aux efforts hydrauliques de décompression et aux efforts mécaniques transmis à la cuve par les structures internes inférieures et par les assemblages combustibles s'appliquent *in fine* aux supportages de la cuve.

Concernant l'enceinte de confinement, un premier pic de pression est atteint à la fin de la dépressurisation du circuit primaire. L'énergie absorbée par la condensation de la vapeur d'eau sur les parois conduit ensuite à une diminution de la pression et de la température dans l'enceinte de confinement. Selon la taille de la brèche considérée et son emplacement dans le circuit primaire, la cinétique de l'accident et ses conséquences en termes de pression et de températures peuvent différer. Ainsi pour une grosse brèche en branche froide, la production de vapeur due au remouillage des crayons combustibles peut faire remonter la pression et la température et conduire à un second pic de pression de moindre amplitude que le premier.

Pour les réacteurs de 900 MWe, de 1300 MWe et de 1450 MWe (N4), la mise en service de l'aspersion dans l'enceinte de confinement (EAS) intervient automatiquement quand la pression dans l'enceinte dépasse un seuil. Après sa mise en service, la température et la pression dans l'enceinte de confinement baissent de manière quasi continue. Dans le cas du réacteur EPR, l'aspersion n'intervenant pas en cas d'APRP, la robustesse du génie civil et le volume important de l'enceinte permettent aux structures de génie civil de résister aux chargements thermomécaniques résultant d'un APRP (ruptures de piquages).

L'enceinte de confinement subit donc non seulement un ou deux pics de pression interne, mais aussi des contraintes d'origine thermique qui se développent plus lentement suivant la progression du front de température dans l'épaisseur du béton.

9.1.4. Aspect à long terme

L'énergie présente dans le cœur du réacteur (puissance résiduelle), dans l'eau de refroidissement et les structures du circuit primaire au moment de l'accident est évacuée dans l'enceinte de confinement sous la forme d'eau chaude et de vapeur d'eau à une pression de quelques bars. Dans cette configuration, le refroidissement du cœur est assuré par le système d'injection de sécurité et celui de l'enceinte de confinement par le système d'aspersion. Ces deux systèmes sont d'abord alimentés de manière directe par la réserve d'eau prévue à cet effet (bâche du système PTR). Lorsqu'elle est vide, ils sont connectés (par un automatisme) aux puisards de l'enceinte de confinement dans lesquels l'eau s'est déversée par la brèche, et fonctionnent ainsi en « recirculation ». Le fluide récupéré dans les puisards est réinjecté dans le cœur par le système d'injection de sécurité et est refroidi par des échangeurs de chaleur avant d'être pulvérisé dans l'enceinte de confinement par le système d'aspersion.

La durée de la phase de recirculation peut être très longue, des mois, voire des années.

Lors de la phase à long terme d'un APRP, un autre effet de la brèche doit être considéré lors de la conception: la brèche conduit à la production de débris qui vont être entraînés vers les puisards (éléments calorifuges de structures fibreuse et microporeuse entourant les tuyauteries, résidus de peinture...). La recirculation de l'eau peut être perturbée par ces débris. Ils peuvent conduire non seulement au colmatage des prises d'eau et des filtres au sein des puisards (en créant dans ces derniers des « lits » de débris fibreux), mais aussi à l'endommagement des pompes situées en aval de ces filtres, par cavitation (pompes des systèmes RIS et EAS). L'entraînement de débris dans la recirculation d'eau peut quant à lui conduire à la dégradation du refroidissement au niveau des échangeurs de chaleur associés au système EAS, à une obstruction des buses des rampes d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement, au bouchage de canaux de refroidissement dans des assemblages combustibles.

Les risques d'entrave à la recirculation d'eau de refroidissement par colmatage des filtres des puisards des réacteurs à eau ont été identifiés dès les années 1970,

dans une optique de prévention. Ils ont tout particulièrement fait l'objet du *Regulatory Guide RG 1.82* diffusé en 1974 par l'U.S.NRC. Toutefois, au début des années 1990, plusieurs incidents se sont produits dans des réacteurs à eau bouillante (centrales de Barsebäck en Suède, de Perry et de Limerick aux États-Unis), qui ont soulevé de nouvelles questions concernant le risque de colmatage des filtres, notamment sur les quantités de débris susceptibles d'être produites en cas de brèche d'une tuyauterie d'eau sous pression.

Les études, recherches et développements engagés ont conduit à une importante réduction des revêtements calorifuges fibreux MICROTHERM®³⁷⁰ dans l'ensemble du parc électronucléaire (modification réalisée de 2011 à 2018) et à l'installation de nouveaux filtres (de différents constructeurs) dans les puisards, de plus grandes surfaces filtrantes (modification réalisée de 2005 à 2009) – voir les paragraphes 29.2.2.3 et 18.2.4 pour ce qui concerne le réacteur EPR. Des travaux de recherche et développement ont été menés et se poursuivent sur ces sujets³⁷¹. En 2014, l'Autorité de sûreté nucléaire a demandé à Électricité de France de traiter l'ensemble des questions encore non résolues concernant le refroidissement du cœur en mode de recirculation pour les quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, en tenant compte de l'état réel des installations (types de calorifuges présents...) et des connaissances issues des travaux de recherche et développement. Outre les risques évoqués ci-dessus, les effets chimiques pouvant être induits par la présence d'acide borique, de soude et de composés dissous provenant des débris sur les risques de colmatage non seulement au niveau des filtres des puisards mais aussi au sein des assemblages combustibles sont encore à explorer.

D'autre part, la phase à long terme d'un APRP comporte deux autres risques liés au bore. En effet, l'eau du circuit primaire et l'eau de la bêche PTR contiennent du bore, sous forme d'acide borique. Or l'acide borique n'est pas entraîné à la brèche par la vapeur produite dans le cœur du réacteur et sa solubilité est limitée. Il y a donc un risque de concentration progressive du bore dans le cœur pouvant *in fine* provoquer sa cristallisation, ce qui bloquerait la circulation de liquide dans les canaux de refroidissement.

370. Ce type de revêtement calorifuge conduit, en cas de destruction, à l'entraînement de particules de très petites dimensions (de l'ordre du micromètre). Toutefois, il est à noter que, pour conserver la même performance d'isolation thermique, les nouveaux revêtements calorifuges installés généreraient une quantité plus importante de fibres, bien que de dimensions plus grandes. Par ailleurs, EDF a engagé le remplacement progressif de revêtements calorifuges en laine de verre par d'autres de caractéristiques différentes.

371. Il s'agit notamment, pour Électricité de France, d'essais de qualification des nouveaux filtres des puisards, des essais de qualification des peintures en conditions accidentelles, des essais réalisés avec la boucle CEMETE pour étudier les transferts de débris entre l'amont et l'aval des filtres, y compris les effets chimiques dans les filtres, d'essais de colmatage d'assemblages combustibles (au niveau des embouts et des grilles) dans une boucle expérimentale d'Areva (Framatome) à Erlangen en Allemagne... Les essais menés par l'IRSN, notamment avec la boucle VIKTORIA en Slovaquie, sont succinctement évoqués au paragraphe 39.2. Le lecteur pourra aussi consulter l'ouvrage « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », J. Couturier & M. Schwarz, Collection sciences et technique, IRSN/EDP Sciences, 2017, chapitre 5.

dissement des assemblages combustibles. Ainsi, lorsque l'injection de sécurité fonctionne en mode de recirculation, la concentration de bore tend à diminuer dans l'eau des puisards qui recueillent le fluide rejeté à la brèche (la vapeur ne contenant pas de bore) et à augmenter dans le cœur. Cela induit un risque de retour en criticité dans le cœur si la concentration de bore dans l'eau injectée dans le cœur, issue des puisards, vient à être trop faible.

En cas de brèche en branche chaude d'une boucle du circuit primaire, l'eau de l'injection de sécurité passe d'abord par le cœur et le débit du mélange d'eau et de vapeur sortant par la brèche emporte du bore dans l'eau liquide, évitant ainsi les risques de baisse de la concentration de bore dans l'eau des puisards et d'augmentation de la concentration de bore dans l'eau du circuit primaire. Au contraire, en cas de brèche en branche froide, l'eau de l'injection de sécurité est, pour partie, directement rejetée à la brèche et, pour partie, vaporisée après avoir traversé le cœur. Puis elle passe dans les générateurs de vapeur et les pompes primaires avant de sortir par la brèche (en partie) avec une faible concentration de bore. C'est donc dans le cas des brèches en branche froide que les risques de cristallisation de bore dans la cuve et de baisse de la concentration de bore dans les puisards sont avérés.

Pour éviter ces phénomènes pénalisants en cas de brèche en branche froide, il est prévu que l'opérateur établisse³⁷² une injection d'eau de sécurité simultanée par les branches chaudes et par les branches froides afin de diluer le bore dans le cœur tout en continuant à évacuer la puissance résiduelle.

Enfin, l'enceinte de confinement pourrait être à long terme soumise à une surpression due à l'explosion d'un mélange d'hydrogène et d'oxygène. En effet, de l'oxygène est présent dans l'air de l'enceinte et de l'hydrogène se libère à partir des sources suivantes :

- l'hydrogène dissout en faible quantité dans l'eau du circuit primaire en fonctionnement normal pour « neutraliser » la radiolyse de l'eau dans le cœur du réacteur,
- la réaction entre le zirconium et l'eau pendant l'accident,
- la radiolyse de l'eau dans les puisards, due aux rayonnements des produits radioactifs qu'elle contient après l'accident.

Dans les conditions de cet accident de dimensionnement ou de référence, le risque de déflagration est lié à la concentration d'hydrogène importante qui peut être induite par la radiolyse dans les puisards. Ce risque est cependant évité grâce aux recombineurs passifs d'hydrogène dont les réacteurs ont été équipés (à l'égard d'accidents avec fusion du cœur : voir le paragraphe 17.5.4).

372. Les études permettent de définir quand l'opérateur établit cette injection simultanée, généralement quatre à six heures après l'enclenchement de l'IS.

9.2. Démonstration de sûreté

9.2.1. Généralités et historique

De manière générale, dans les rapports de sûreté des réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire français, sont indiqués, pour chaque condition de fonctionnement de dimensionnement, les objectifs à atteindre (capacité de refroidissement du cœur) et leur déclinaison en exigences de sûreté relatives aux phénomènes physiques redoutés. Le respect de ces exigences est ensuite assuré par la vérification de critères techniques d'acceptation, qui sont des paramètres calculables et représentatifs au mieux des phénomènes physiques redoutés.

En France, le référentiel d'étude³⁷³ relatif à l'APRP a été longtemps directement inspiré de la réglementation américaine élaborée dans les années 1970, les premiers réacteurs du parc ayant été construits sous licence Westinghouse. Le référentiel américain est précisé dans le *Code of Federal Regulations* 10 CFR 50.46. Ce référentiel définit notamment la taille maximale de brèche à retenir pour dimensionner le système d'injection de sécurité: la brèche de taille maximale, dite brèche de référence, est une brèche guillotine doublement débattue (2A)³⁷⁴, de localisation quelconque sur les tuyauteries principales du circuit primaire. Au début des années 1980, l'U.S.NRC a mené une réflexion sur l'utilisation possible d'une démarche permettant *in fine* de s'affranchir de l'étude des effets dynamiques induits par des ruptures de tuyauteries sur des structures et équipements, connue sous l'appellation de fuite avant (risque de) rupture (*Leak Before Break* – LBB). Cette réflexion a conduit à la publication, en 1984, du document NUREG-1061, Vol. 3 concernant le recours à la démarche de fuite avant (risque de) rupture, et à inscrire dans le *Code of Federal Regulations* 10 CFR Part 50³⁷⁵ que « *Les effets dynamiques associés aux ruptures de tuyauterie [...] peuvent être exclus de la base de conception lorsque des analyses examinées et approuvées par la Commission démontrent que la probabilité de rupture de la tuyauterie de fluide est extrêmement faible dans des conditions conformes à la conception de base de la tuyauterie* ». Cette possibilité n'a pas été adoptée en France, compte tenu notamment des incertitudes inhérentes à cette démarche³⁷⁶.

À l'égard de la première barrière de confinement, l'U.S.NRC a défini des critères (10 CFR 50.46, *Appendix K*) sur la base de l'état des connaissances des années 1970 relatives au matériau de gainage (Zircaloy-4) à l'état non irradié ou faiblement irradié. Ces critères visent à satisfaire les exigences de maintien de la capacité de refroidissement

373. Ensemble constitué des hypothèses, des règles et critères, des méthodes d'étude.

374. Voir « *Appendix K to Part 50 – ECCS Evaluation Models* ».

375. « *Appendix A, General Design Criteria 4* ».

376. Tout particulièrement l'incertitude qui affecte les modèles visant à déterminer un débit de fuite à partir des dimensions (supposées) d'un défaut traversant. Comme cela a été indiqué au début du présent chapitre, pour l'EPR, le concepteur a retenu d'utiliser le concept d'exclusion de rupture, plus global, fondé sur un haut niveau de prévention d'une perte d'intégrité des circuits auxquels ce concept est appliqué (uniquement le CPP et le CSP).

du cœur et d'une ductilité résiduelle des gaines des crayons combustibles en fin de transitoire et doivent permettre de limiter la quantité d'hydrogène produite à l'égard du risque d'explosion dans l'enceinte de confinement. Ils ont été formulés de la manière suivante :

- la température de gaine ne doit pas dépasser 2 200 °F (1 204 °C) ;
- le taux d'oxydation de la gaine lors du transitoire ou ECR (*Equivalent Cladding Reacted*) ne doit pas dépasser 17 % de l'épaisseur de la gaine ;
- la quantité totale d'hydrogène créé par l'oxydation des gaines ne doit pas excéder 1 % de la quantité qui correspondrait à l'oxydation de la masse totale des gaines ;
- les modifications de géométrie du cœur³⁷⁷ ne doivent pas empêcher son refroidissement ;
- l'évacuation de la puissance du cœur à long terme doit rester assurée en toutes circonstances.

Dans un accident de perte de réfrigérant primaire, la capacité de refroidissement du cœur dépend non seulement de la capacité des systèmes de sauvegarde à injecter suffisamment d'eau pour refroidir le combustible (aspect thermohydraulique), mais aussi de la tenue fonctionnelle des structures internes de la cuve et des assemblages combustibles (aspect mécanique).

Si, comme cela a déjà été indiqué plus haut, les études de thermohydraulique ont été, pour les tranches de 900 MWe, 1 300 MWe et 1 450 MWe, réalisées pour toutes les tailles de brèche (jusqu'à la brèche 2A) et pour toutes les positions possibles de ces brèches, les analyses de mécanique n'ont été réalisées que pour des brèches « conventionnelles à débatement limité ». Celles-ci sont situées à des positions spécifiques tenant compte de la conception mécanique des tuyauteries (soudures, coudes, piquages) et dont la taille dépend de la présence des dispositifs antidébattement. Il est aussi rappelé que le temps considéré pour l'ouverture de la brèche est une hypothèse prépondérante des études mécaniques et que, depuis la conception des tranches du parc, il a été conventionnellement fixé à une milliseconde.

Depuis la conception des réacteurs à eau sous pression, les études d'APRP retiennent de plus des hypothèses pessimistes, conformément aux règles d'étude des conditions de fonctionnement de dimensionnement (ou de référence) et sur une méthode de calcul de nature déterministe : cette méthode repose sur l'utilisation d'un logiciel de simulation scientifique réaliste³⁷⁸ et sur une « pénalisation » des paramètres dominants.

377. Il s'agit notamment du gonflement des gaines sous l'effet de la pression interne dans les crayons.

378. Un logiciel de simulation est dit réaliste lorsqu'il vise à reproduire le plus fidèlement possible les phénomènes physiques mis en jeu lors du transitoire étudié.

9.2.2. Assemblages et crayons combustibles, structures internes de la cuve, composants du circuit primaire

Les critères visant la première barrière de confinement (la gaine des crayons combustibles), issus du règlement américain 10 CFR 50.46, *Appendix K*, ont été précisés au paragraphe 9.2.1.

Depuis l'époque de la définition des hypothèses de calcul et des critères techniques d'acceptation précités, les conditions d'exploitation des réacteurs et les combustibles qu'ils utilisent ont évolué : augmentation des taux de combustion, nouveaux matériaux pour les gaines des crayons combustibles, gestions du combustible plus contraignantes pour celui-ci. Par ailleurs, le comportement du combustible dans les conditions d'un APRP a fait l'objet de nombreux programmes de recherche et développement menés par les exploitants et les instituts de recherche, parmi lesquels l'IRSN, qui se poursuivent encore aujourd'hui. Ces programmes ont permis de mieux caractériser le comportement du combustible en cas d'APRP et notamment la relocalisation de combustible entraînée par le ballonnement et la rupture des gaines par éclatement ainsi que la tenue des gaines aux sollicitations qu'elles subissent pendant et après l'accident. Pour les combustibles fortement irradiés, il a été observé, dans certaines conditions, une dissémination de particules de combustible hors du crayon après son éclatement (dispersion de combustible). Les résultats de ces nombreuses expérimentations servent à améliorer la capacité des modèles des logiciels à simuler les transitoires de type APRP.

Depuis les années 2000, l'U.S.NRC a engagé une refonte majeure de la réglementation, en particulier une révision des critères portant sur la température de gaine et sur le taux d'oxydation en accident d'APRP ; ces démarches ne sont pas achevées.

En France, comme cela a été indiqué dans l'introduction du présent chapitre, il est également apparu pertinent de s'interroger sur l'intérêt de faire évoluer le référentiel d'étude relatif à l'APRP utilisé pour les études de conception des réacteurs à eau sous pression, y compris le réacteur EPR (Flamanville 3). Les différentes évolutions, proposées par Électricité de France ont fait l'objet de deux examens par le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires, en 2010 puis en 2014. Ce nouveau référentiel est appliqué pour la première fois dans le cadre des études de réévaluation de sûreté associées aux quatrièmes visites décennales des réacteurs du palier 900 MWe et ses principales évolutions sont présentées dans les paragraphes qui suivent.

9.2.2.1. Tenue mécanique des structures internes de la cuve, des structures des assemblages combustibles et des composants du circuit primaire

La démonstration de sûreté relative à la tenue mécanique des structures internes de la cuve, qui supportent le cœur et canalisent le fluide réfrigérant, ainsi qu'à celle des assemblages combustibles repose sur des études de mécanique, visant à l'insertion des grappes absorbantes dans le cœur et le maintien d'une géométrie du faisceau

des crayons permettant d'en extraire la puissance résiduelle. À cette fin, il est nécessaire de démontrer que :

- les efforts hydrauliques qui s'exercent sur les structures internes de la cuve ne mettent pas en péril la stabilité, l'intégrité ou la fonction de ces structures ;
- les efforts hydrauliques qui s'exercent sur les assemblages combustibles, notamment leurs grilles, ne mettent pas en cause leur tenue fonctionnelle. Cela implique notamment de démontrer la tenue au flambage des grilles ; cette démonstration doit être apportée pour une situation conventionnelle de cumul des effets de l'APRP avec un chargement sismique.

Les critères à retenir pour la tenue mécanique sont ceux du RCC-M, auxquels s'ajoutent, pour ce qui concerne les exigences fonctionnelles de la capacité de refroidissement du cœur et de la chute des grappes absorbantes, des limites en termes de déformation maximale des composants concernés ainsi que, pour la structure des assemblages combustibles, une limite en termes d'effort latéral qui ne doit pas dépasser la limite de flambage des grilles irradiées.

La démonstration du maintien de la capacité de refroidissement du cœur par la circulation du fluide dans le circuit primaire requiert aussi l'étude du comportement des autres composants du circuit primaire (pompes, pressuriseur, générateurs de vapeur). Pour les générateurs de vapeur, l'intégrité du faisceau tubulaire ainsi que celle de la plaque de partition de la boîte à eau soumis aux efforts de décompression doit être étudiée pour l'APRP « grosse brèche ». En effet, il est nécessaire de démontrer que la rupture postulée ne peut pas entraîner une aggravation de l'accident et donc un risque accru pour le refroidissement du cœur. De même, pour les pompes primaires, l'accélération du fluide vers la brèche peut entraîner une survitesse du rotor qui doit rester limitée afin d'éviter une perte d'intégrité du volant d'inertie.

Comme cela a été indiqué dans l'introduction du présent chapitre, dans le nouveau référentiel d'étude français, le même spectre de brèches est désormais retenu aussi bien pour les études de thermohydraulique que pour les études de mécanique. Ce spectre correspond à des brèches guillotines conventionnelles à débattement limité et une brèche longitudinale, dont la taille maximale est estimée à l'aide de modèles de mécanique. En outre, le temps d'ouverture de la brèche est déduit d'un calcul de dynamique d'ouverture qui tient compte de la raideur de la boucle primaire et de la présence des dispositifs antidébattement sur la boucle. Pour majorer la taille des brèches, des conditions d'exploitation en prolongation de cycle sont considérées car elles sont plus pénalisantes du fait de l'augmentation des jeux entre composants et dispositifs anti-débattement associés. Les effets du vieillissement sont également pris en compte dans l'évaluation de la réponse dynamique des structures concernées.

Cependant, dans le cadre du nouveau référentiel d'étude de l'APRP, des études sont réalisées avec des hypothèses réalistes, pour la rupture guillotine doublement débattue d'une tuyauterie du circuit primaire, au titre d'une « analyse de robustesse »³⁷⁹.

379. Cela suppose implicitement la défaillance des dispositifs antidébattement.

9.2.2.2. Comportement du combustible

Dans les années 2000, le référentiel d'étude français s'était écarté du référentiel américain d'origine – dont les critères relatifs au combustible ont été rappelés plus haut. L'exigence de sûreté initiale de maintien d'une ductilité résiduelle des gaines à la fin du transitoire, fondée sur des essais d'écrasement d'éprouvettes en forme d'anneaux, a évolué vers une exigence de la tenue des gaines à la trempe, fondée sur des essais réalisés sur des tronçons de gaine oxydés à haute température subissant un choc thermique (froid) de trempe. Cette évolution n'a pas mis en cause les critères originels de température maximale de gaine et de taux maximal d'oxydation; toutefois, le taux d'oxydation est désormais calculé en sommant l'oxydation liée au fonctionnement normal du réacteur et l'oxydation transitoire due à l'accident.

Puis, à la suite des évolutions des connaissances sur le comportement du combustible en cas d'APRP, le nouveau référentiel d'étude retenu comporte, comme il a été indiqué plus haut, une exigence de tenue structurelle des gaines à la trempe avec application d'une force axiale, fondée sur des essais à caractère intégral simulant l'ensemble d'un transitoire d'APRP. Électricité de France a adopté un nouveau critère de sûreté en termes de taux d'oxydation transitoire variant en fonction de la teneur en hydrogène des gaines au moment de l'accident – le critère de 1 204 °C pour la température maximale de gaine reste inchangé.

En outre, les effets défavorables, sur les températures maximales des gaines, du gonflement et de l'éclatement des gaines ainsi que de la relocalisation du combustible sont désormais à prendre en compte dans la démonstration de sûreté. En 2014, dans l'optique des nouvelles études de réévaluation de la sûreté associée aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, Électricité de France a proposé une nouvelle méthode d'étude pour l'APRP afin de prendre en compte l'évolution des connaissances sur le comportement du combustible. Cette nouvelle méthode présente plusieurs évolutions majeures par rapport à la méthode déterministe utilisée jusqu'alors y compris pour le réacteur EPR (Flamanville 3). Tout d'abord, Électricité de France a proposé un traitement statistique des paramètres d'entrée associés aux conditions initiales et aux conditions aux limites ainsi que des paramètres des modèles physiques du logiciel CATHARE (ce logiciel est présenté au chapitre 40). De plus, la modélisation de la cuve avec le logiciel CATHARE a évolué, passant à une modélisation multidimensionnelle afin de mieux simuler les écoulements dans le cœur et la zone annulaire de la cuve. Enfin, des modèles physiques spécifiques ont été introduits dans ce logiciel afin de prendre en compte les phénomènes physiques liés au comportement du combustible, non ou mal modélisés jusqu'à présent, tels que le ballonnement et l'éclatement des gaines et ses conséquences en termes de bouchage des canaux hydrauliques et de contact entre les crayons, ainsi que la relocalisation du combustible en cas d'éclatement de gaine.

Les études transmises par Électricité de France dans le cadre du quatrième réexamen périodique des tranches de 900 MWe ont montré une possible activation des mécanismes redoutés évoqués ci-dessus, qui pourrait *in fine* mettre en cause le respect du critère de 1 204 °C (critère visant uniquement les risques liés à la trempe

des crayons fragilisés par l'oxydation à haute température lors de l'arrivée d'eau en provenance du système RIS). Des modifications matérielles et d'exploitation permettant d'éviter ce risque d'activation de mécanismes redoutés (abaissement de la pression interne initiale dans les crayons, abaissement de la pression de remplissage des accumulateurs du système RIS, restriction partielle du domaine de fonctionnement...) sont prévues par Électricité de France.

Enfin, compte tenu des caractéristiques des gestions de combustible actuellement mises en œuvre dans les réacteurs en exploitation en France et des taux de combustion maximaux autorisés (sujets développés dans le chapitre 28), Électricité de France a apporté en 2014 des éléments visant à montrer que le risque de dispersion de combustible après l'éclatement de gaines pouvait être écarté.

9.2.3. Enceinte de confinement et équipements situés dans cette enceinte

L'accident de perte de réfrigérant primaire est une condition de fonctionnement à considérer pour ce qui concerne les pressions et températures pouvant être atteintes dans l'enceinte de confinement. L'étude des pressions et des températures accidentelles dans l'enceinte détermine :

- les conditions enveloppes de pression subies par l'enceinte,
- les conditions enveloppes de pression et de température subies par les matériels dont la disponibilité est requise en situation post-accidentelle (profil dit « K1 » – voir le paragraphe 7.4.3) ;
- la température maximale de l'eau dans les puisards pour le dimensionnement des circuits de sauvegarde RIS et EAS.

Bien qu'il s'agisse du même accident, certaines hypothèses particulières diffèrent de celles qui ont été retenues plus haut, de manière à majorer les conséquences pour l'enceinte.

Dans le cas du réacteur EPR (Flamanville 3), les brèches correspondant à la rupture de piquages sont prises en compte pour établir les conditions ambiantes à long terme auxquelles les matériels présents dans l'enceinte de confinement doivent résister.

Chapitre 10

Un point particulier : les tubes des générateurs de vapeur

Il a été indiqué au paragraphe 6.3 que la succession de trois barrières de confinement entre les produits radioactifs issus des fissions dans le combustible du cœur d'un réacteur à eau sous pression et l'environnement comportait un point singulier très important : les tubes des générateurs de vapeur ; ces derniers constituent en effet une partie de l'enveloppe du fluide primaire puisque l'eau de refroidissement du cœur y circule.

La troisième barrière, interposée entre l'enveloppe du fluide primaire et l'environnement, n'est donc pas ici l'enceinte de confinement, mais est constituée des enveloppes des lignes du circuit secondaires, aux très larges dimensions puisqu'elles comportent les collecteurs de vapeur (sortie des générateurs de vapeur) et même, en aval, les turbines du groupe turboalternateur. On peut cependant considérer que, en cas de difficulté (fuite de tube, brèche...), le circuit secondaire est limité aux parties comprises entre les générateurs de vapeur et les vannes principales d'arrêt de la vapeur de chacune des lignes.

Les enveloppes sous pression de ces lignes secondaires sont protégées contre d'éventuelles surpressions par des soupapes qui rejettent directement le fluide dans l'atmosphère (voir la figure 10.1). Les lignes secondaires sont également dotés d'un système de contournement de la vapeur vers l'atmosphère (GCT-a), équipé de vannes réglantes ; le seuil d'ouverture de ces vannes est calé de 5 à 10 bars (selon le type de réacteurs) en dessous du seuil d'ouverture des soupapes de protection. Ce système est utile quand la turbine ou son condenseur (système GCT-c) deviennent soudainement